Deutscher Bundestag
9. Wahlperiode

Drucksache 9/2001

27. 09. 82

Sachgebiet 75

Zwischenbericht und Empfehlungen

der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik"

über die Inbetriebnahme der Schnellbrüter — Prototypanlage SNR 300 in Kalkar

gemäß Beschlüssen des Deutschen Bundestages vom 26. Mai 1981, 10. Dezember 1981 und 29. April 1982 — Drucksachen 9/504, 9/1147 und 9/1600 (neu) —

Inhaltsübersicht

Vorwort

Die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" hat gemäß dem Einsetzungsbeschluß des Deutschen Bundestages vom 26. Mai 1981 die Aufgabe, die zukünftigen Entscheidungsmöglichkeiten und Entscheidungsnotwendigkeiten zur Energiepolitik unter ökologischen, ökonomischen, gesellschaftlichen und Sicherheits-Gesichtspunkten national und international darzustellen und Empfehlungen für entsprechende Entscheidungen des Deutschen Bundestages zu erarbeiten.

Die Kommission soll in einem Zwischenbericht die von der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages empfohlenen Gutachten zur Sicherheit und zum Risiko des Demonstrationskraftwerkes SNR 300 in Kalkar auswerten und eine Empfehlung zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 dem Deutschen Bundestag vorlegen.

Der vorliegende Bericht bezieht sich ausschließlich auf diesen Teil des Auftrages an die Kommission.

In ihrem Schlußbericht soll die Kommission bis zum 31. Juli 1983

— die möglichen alternativen Folgelinien des Leichtwasserreaktors, insbesondere den Schnellbrutreaktor und den Hochtemperaturreaktor, zusammen mit ihren notwendigen und möglichen Brennstoffkreisläufen bewerten und eine Empfehlung zur Reaktorstrategie und den dazugehörigen Brennstoffkreislauftechnologien für den Fall einer umfangreichen Kernenergienutzung (im Sinne von „Kernenergie II") erarbeiten;

— die möglichen Auswirkungen verschiedener nationaler Energieversorgungsstrukturen auf das gesellschaftliche Leben, die Volkswirtschaft, die Umwelt und die Sicherheit von Gesundheit und Leben auch im Hinblick auf Krieg, Sabotage, Terror und plötzlichen Ausfall wichtiger Energieversorgungssysteme aufzeigen und mit Hilfe der „Kriterien zur Bewertung von Energiesystemen" Vorschläge zur Verhinderung von Fehlentwicklungen bei der Energieversorgung machen;

— Nutzen und Risiken der Kernenergie für die weltweite Energieversorgung, insbesondere in den Entwicklungsländern, aufzeigen und Vorschläge für eine Verminderung der Proliferationsgefahr machen;

— strittige Fragen zum Risiko der radioaktiven Strahlung bei der zivilen Kernenergienutzung aufzeigen und dazu Stellung nehmen.

Der Deutsche Bundestag hat mit dieser umfassenden Aufgabenstellung an die Kommission deutlich gemacht, daß viele Probleme, die für die zukünftige Energiepolitik und damit die Entwicklung unseres Landes von entscheidender Bedeutung sind, politisch-parlamentarisch bis heute nicht bzw. nicht hinreichend untersucht und geklärt worden sind.

Die Kontroverse um die Kernenergiepolitik wird in der Bundesrepublik Deutschland gegenwärtig von anderen politischen Fragestellungen überlagert. Sie ist aber weder beendet noch ausgestanden.

Der Deutsche Bundestag hat die Aufgabe, die in der Bevölkerung und in den gesellschaftlichen Organisationen diskutierte unterschiedliche Auffassung zur Energiepolitik in seine Beratungen aufzunehmen und sie einer politisch-parlamentarischen Prüfung und Bewertung zu unterziehen. Dieser Aufgabe wurde der Deutsche Bundestag mit der Einsetzung der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" gerecht.

Die sachverständigen Mitglieder der Enquete-Kommission sind auch unter dem Gesichtspunkt unterschiedlicher energiepolitischer Auffassung berufen worden. Damit sollte bereits durch die personelle Zusammensetzung der Kommission gewährleistet sein, daß unterschiedliche energiepolitische Positionen in die Kommissionsberatungen eingebracht werden.

Die Kommission legt dem Deutschen Bundestag keine einstimmige Empfehlung vor. Dies konnte angesichts der besonderen Aufgabenstellung auch kaum anders erwartet werden. Die jeweiligen Empfehlungen werden in dem vorliegenden Bericht entsprechend begründet; die unterschiedlichen Fragestellungen und Schlußfolgerungen dadurch deutlich. Die Entscheidungsgrundlage für den Deutschen Bundestag wird damit verbreitert.

Die Kommission hat sich ihre Entscheidung, über komplizierte technische Vorgänge zu befinden und sie politisch zu bewerten, nicht leichtgemacht.

Die Arbeit der Kommission wäre ohne die Unterstützung des Sekretariats unter der Leitung von Reg. Dir. Dr. Schmölling und seinen Mitarbeitern nicht zu leisten gewesen. Die Kommission dankt für diesen engagierten und stets sachbezogenen Einsatz, der den Rahmen der wöchentlichen Arbeitszeit nahezu regelmäßig überschreiten ließ.

Die Empfehlungen der Kommission zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 erfolgten nach übereinstimmender Auffassung der Kommission nicht auf der Grundlage von Parteiprogrammen oder energiepolitischen Beschlüssen der Parteien. Die Sachverständigen haben bei ihren Empfehlungen unabhängig davon entschieden, welche Fraktionen des Deutschen Bundestages sie als Sachverständige für die Kommission vorgeschlagen haben. In die Kommissionsberatung wurden keine Vorlagen von Bundestagsfraktionen eingebracht.

Bonn, den 24. September 1982

Harald B. Schäfer (Offenburg), MdB

Vorsitzender der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik"

I. a) Empfehlung zur Inbetriebnahme des Prototyp-Kernkraftwerks SNR 300 in Kalkar

Mit dem Einsetzungsbeschluß vom 26. Mai 1981 — Drucksache 9/504 — erhielt die Kommission die Aufgabe, die Entscheidungsmöglichkeiten und Entscheidungsnotwendigkeiten zur zukünftigen Kernenergiepolitik unter ökologischen, ökonomischen, gesellschaftlichen und Sicherheits-Gesichtspunkten national wie international darzustellen und Empfehlungen für entsprechende Entscheidungen zu erarbeiten. Die Kommission sollte zunächst die von der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages empfohlenen Gutachten und Studien zum SNR 300 (Literaturstudie zur Obergrenze bei Bethe-Tait-Exkursionen; Risikoorientierte Studie) auswerten und eine Empfehlung zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 erarbeiten.

1. Die Kommission des 8. Deutschen Bundestages stellte in ihren Schlußfolgerungen fest, daß es heute in breitem Konsens nicht möglich ist, sich für oder gegen die langfristige Nutzung der Kernenergie auszusprechen. Sie empfahl, sowohl die energiepolitischen Maßnahmen zum Energieeinsparen als auch zur Technologieentwicklung zügig in Angriff zu nehmen.

   Um die Möglichkeiten einer langfristigen Kernenergienutzung, die eine deutliche Schonung der Natururanressourcen zur Voraussetzung hat, zu eröffnen, muß die Brutreaktortechnologie verfügbar gemacht werden und entsprechende Arbeiten müssen fortgesetzt werden. Von daher erhält der Beschluß zur Inbetriebnahme des SNR 300 seine Bedeutung.

2. Bau und Betrieb des SNR 300 unterliegen dem atomrechtlichen Genehmigungsverfahren. Die Enquete-Kommission hat sich davon überzeugt, daß dieses Genehmigungsverfahren korrekt und mit großer Sorgfalt durchgeführt wird. Die Enquete-Kommission hat weiter untersucht, welche Aspekte für eine sicherheitstechnische Bewertung des SNR 300 relevant sind und einer politischen Bewertung zugeführt werden müssen.

   Entsprechend dem Auftrag der Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages hat sie geprüft, ob und inwieweit der SNR 300 sicherer oder weniger sicher als ein in Betrieb befindlicher Leichtwasserreaktor ist. Grundlage dieses Vergleichs waren die Deutsche Risikostudie, die zur Ermittlung des Risikos eines Leichtwasserreaktors vom Typ Biblis B mit 1 300 MWe angefertigt worden ist, und die auf Wunsch der Enquete-Kommission zum SNR 300 durchgeführten Risikoorientierten Analysen der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) und der Forschungsgruppe Schneller Brüter e. V. (FGSB). Die Kommission beschäftigte sich außerdem mit der Studie des Projektkomitees SNR 300, in der Probleme aufgeführt sind, mit denen Hersteller, Betreiber und Forschung einen Eindruck über jene Schwierigkeiten vermitteln, mit denen kerntechnische Entwicklungsprojekte aufgrund des technischen Neulandes sowie der vorherrschenden unscharfen rechtlichen und genehmigungstechnischen Rahmenbedingungen konfrontiert sind. Darüber hinaus hat die Kommission die von der Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages empfohlene Literaturstudie zu hohen Energiefreisetzungen bei hypothetischen Störfällen (Bethe-Tait) in natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren ausführlich intern und durch Anhörung inländischer und ausländischer Experten diskutiert und in ihre Bewertung einbezogen.

3. Bei der Durchführung und Bewertung des Sicherheitsvergleichs hat sich die Kommission auf wissenschaftlich fundierte, quantitative Aussagen gestützt. Darüber hinaus hat sie auch die Grenzen solcher quantitativen Risikovergleiche diskutiert, die Frage absoluter Schadensobergrenzen behandelt und sich auch mit der Beurteilung der Konsequenzen einer Schadenseinwirkung von außen beschäftigt. Durch die Auswertung des Risikovergleichs, die Bewertung seiner Randbedingungen und die Diskussion nicht quantitativ erfaßbarer Faktoren hat die Kommission die Überzeugung gewonnen, daß das Risiko aus dem Betrieb des SNR 300 in der gleichen Bandbreite liegt wie jenes der in Betrieb befindlichen Leichtwasserreaktoren. Die Kommission hält deshalb die Inbetriebnahme des SNR 300 politisch für verantwortbar.

4. Die Kommission verkennt nicht die Bedeutung einer Inbetriebnahme des SNR 300 für die energiepolitische Diskussion, für die genehmigungsrechtliche Festlegung des sicherheitstechnischen Konzepts und für die risikomäßige Bewertung schneller natriumgekühlter Reaktoren im politischen Raum.

   Da es sich hier um ein Prototyp-Projekt handelt, bei dem man auf weniger Erfahrungen zurückgreifen kann als bei kommerziellen Anlagen, kommen der Qualifikation der Betreiber, der Sorgfalt der Fahrweise, der Sammlung von Betriebserfahrungen und der Vorrangigkeit der Sicherheit vor wirtschaftlichen Erwägungen besondere Bedeutung zu.

   Um dies zu erreichen, empfiehlt die Kommission, die Inbetriebnahme in mehreren Teilstufen vorzusehen. Die damit erreichbare Abstimmung von Leistungssteigerung und Erfahrungsgewinn wirkt sicherheitsfördernd.

   Sie empfiehlt weiterhin, besondere Anstrengungen für die auf einen Brüterbetrieb ausgerichtete Ausbildung des Personals zu unternehmen.

Die Kommission unterstreicht, daß Prüfprogramme für die Prüfungen an Systemen und Komponenten, die dem Nachweis des während der Betriebsdauer erreichten ursprünglichen Sicherheitsstandards dienen, mit aller Sorgfalt unter Berücksichtigung der allgemeinen Sicherheit und der Sicherheit der Beschäftigten zu entwickeln und zu erfüllen sind.

5. Die Kommission empfiehlt, der Deutsche Bundestag möge den vom 8. Deutschen Bundestag am 14. Dezember 1978 beschlossenen politischen Vorbehalt gegen die Inbetriebnahme des Kernkraftwerks Kalkar (SNR 300) — Drucksache 8/2370 — aufheben.
6. Die Kommission versteht ihre Empfehlung ausschließlich als eine Empfehlung zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 unter Sicherheitsgesichtspunkten.

Zu den Problemen, die mit dem großtechnischen Einsatz Schneller Brüter auf sozialer, ökologischer und politischer Ebene verbunden sind, wird die Kommission in ihrem Abschlußbericht Stellung nehmen.

Die Kommission des 8. Deutschen Bundestages kam bereits zu dem Ergebnis, daß die Frage nach einem Plutoniumproblem für den Betrieb des SNR 300 nicht besonders geprüft zu werden braucht.

Die Kommission hatte nicht die Aufgabe, zu Fragen der Finanzierung, der Kosten-Bewertung des SNR 300 und der Wirtschaftlichkeit der Schnellbruttechnologie im allgemeinen Stellung zu nehmen. Sie spricht deshalb auch keine Empfehlungen aus.

I. b) Empfehlung der Minderheit zur möglichen Inbetriebnahme des Demonstrationskraftwerks SNR 300 in Kalkar

von

Abg. Dr. K. Kübler (SPD)
Abg. H. B. Schäfer (Offenburg) (SPD)
Prof. Dr. Dr. G. Altner
Prof. Dr. D. von Ehrenstein
Prof. Dr. K. M. Meyer-Abich

Die Kommission baut gemäß dem Beschluß des Deutschen Bundestages vom 26. Mai 1981 (Drucksache 9/504) ihre Arbeit auf den bisher erreichten Ergebnissen und Empfehlungen der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ auf (vgl. Drucksache 8/4341 und „Zur Sache“ 1/2/80). Die Kommission hat die Aufgabe, die zukünftigen Entscheidungsmöglichkeiten und Entscheidungsnotwendigkeiten der Energiepolitik unter ökologischen, ökonomischen, gesellschaftlichen und Sicherheits-Gesichtspunkten national wie international darzustellen und Empfehlungen für entsprechende Entscheidungen zu erarbeiten.

Die Kommission soll in einem *Zwischenbericht* zunächst die von der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des 8. Deutschen Bundestages empfohlenen Studien zum Demonstrations-Brüterkraftwerk SNR 300 auswerten und eine Empfehlung zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 erarbeiten. Es handelt sich dabei um die risikoorientierten Studien zum SNR 300 der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) und der Forschungsgruppe Schneller Brüter (FGSB) sowie um die Literaturstudie zu hohen Energiefreisetzungen bei hypothetischen Störfällen in natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KfK).

Ihren *Schlußbericht* soll die Kommission bis zum 31. Juli 1983 vorlegen.

Der vorgelegte Bericht nimmt auftragsgemäß *ausschließlich zur Inbetriebnahme des SNR 300 politisch wertend Stellung.* Dies entspricht der Entscheidung des Deutschen Bundestages vom 14. Dezember 1978: Vor einer möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 sollte noch eine grundsätzliche politische Debatte geführt und durch die Enquete-Kommission vorbereitet werden.

I. Die Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages hat in ihren abschließenden Empfehlungen die Entwicklung der Brutreaktortechnologie *forschungspolitisch* akzeptiert. Sie hat sich für den Weiterbau des SNR 300 ausgesprochen, nicht aber für dessen Inbetriebnahme. Die forschungspolitische Akzeptanz der Brutreaktortechnologie umfaßte nicht die Inbetriebnahme des SNR 300.

II. Die Kommission hat entsprechend ihrem Auftrag geprüft, ob der SNR 300 sicherer oder weniger sicher als ein in Betrieb befindlicher Leichtwasserreaktor (LWR) vom Typ Biblis B ist. Grundlagen der Beratungen der Kommission waren dabei die Risikoorientierten Analy-

sen zum SNR 300 sowie die Literaurstudie zu hohen Energiefreisetzungen bei Brutreaktoren.

III. Die Ergebnisse der von der GRS vorgelegten risikoorientierten Studie beziehen sich *nicht auf den SNR 300,* wie er sich derzeit im Genehmigungsverfahren befindet, sondern auf einen sicherheitstechnisch nachgebesserten SNR 300.

IV. Die risikoorientierten Studien beschränken sich in ihren Analysen auf spezielle Schadensursachen und Schadensarten. Bis auf Erdbeben wurden nur die *technischen Ursachen* möglicher Unfälle und ihre Folgen untersucht. Wichtige Risikofaktoren, wie nichtgeplante Eingriffe des Betriebs- und Wartungspersonals und Einwirkungen Dritter, z. B. durch Sabotage und Terrorakte, sowie Kriegseinwirkungen, sind nicht berücksichtigt.

Eine politische Entscheidung über die Inbetriebnahme des SNR 300 kann verantwortlich nicht nur unter Berücksichtigung des *technischen Risikobeitrags* getroffen werden. Die politische Gesamtbewertung muß auch die nichttechnischen Risikofaktoren mit einbeziehen.

V. Die Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages hat in ihren energiepolitischen Handlungsempfehlungen zur Reaktorsicherheit gefordert, daß Energiesysteme „sowohl hinsichtlich ihres Risikos (im Sinne des Produktes aus Eintrittswahrscheinlichkeit und Schadensausmaß) als auch hinsichtlich ihres maximalen Schadensausmaßes bei Schadensfällen politisch vetretbar sein müssen".

Die Kommission hat demzufolge bei ihrem Sicherheitsvergleich von LWR und SNR 300 sowohl die *Eintrittswahrscheinlichkeit* als auch das *maximale Schadensausmaß* zu berücksichtigen.

VI. Die Aussagen über die Wahrscheinlichkeiten von Unfällen aufgrund technischer Ursachen sind im Prinzip risikoanalytisch quantifizierbar, konnten in den vorliegenden Studien zum SNR 300 jedoch nicht hinreichend wissenschaftlich fundiert werden. Dieser Mangel allein muß für das politische Gesamturteil jedoch nicht entscheidend sein, da es nicht nur um die *betriebstechnische* Beurteilung des SNR 300 geht.

Bezieht man in den Sicherheitsvergleich mit ein, daß in den vorliegenden Studien nichttechnische Ursachen nicht erfaßt sind und von daher keine Angaben über die Wahrscheinlichkeit daraus resultierender Unfälle zu machen sind, muß für eine politische Bewertung festgehalten werden: *Die Unfallwahrscheinlichkeit für das Demonstrationskraftwerk SNR 300 ist im wesentlichen als unbekannt zu betrachten.*

VII. Der Sicherheitsvergleich hinsichtlich *des maximalen Schadensausmaßes* gewinnt von daher besondere Bedeutung. Der Vergleich des maximalen Schadensausmaßes ergibt: *Das maximale Schadensausmaß beim SNR 300 ist erheblich größer als beim Leichtwasserreaktor.*

VIII. Die Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages und der Deutsche Bundestag haben das Risiko der in Betrieb befindlichen Leichtwasserreaktoren sowie ihre Zubaumöglichkeit im Rahmen des Bedarfs akzeptiert, weil der damit verbundene *Nutzen das Risiko der Leichtwasserreaktoren als verantwortbar erscheinen ließ.*

Eine *politische* Empfehlung zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 muß folgerichtig mehr umfassen als die Übernahme eines sicherheitstechnischen Vergleichs zwischen zwei unterschiedlichen Reaktoren. Es muß vielmehr der Beweis geführt werden, daß der Nutzen des speziellen Kernkraftwerkes SNR 300 es rechtfertigt, das damit verbundene Risiko zu akzeptieren.

IX. *Die politische Bewertung ergibt:*

- Der Sicherheitsvergleich hat den Nachweis nicht erbracht, daß der SNR 300 sicherer oder zumindest ebenso sicher wie ein Druckwasserreaktor ist.
- Der SNR 300 ist angesichts der veränderten Rahmenbedingungen weder energiewirtschaftlich noch energiepolitisch notwendig.
- Der SNR 300 ist angesichts der langen Vorlaufzeit von seiner Planung bis zur möglichen kommerziellen Nutzung von Brutreaktoren technologiepolitisch entbehrlich.
- Der SNR 300 ist angesichts der enormen Kostensteigerungen und des großen Investitionsbedarfs in anderen für die Energiepolitik wichtigen Bereichen unserer Volkswirtschaft volkswirtschaftlich nicht sinnvoll.
- Der SNR 300 in Kalkar ist wegen der relativ geringen Innovationsimpulse, die nach einer Inbetriebnahme noch von ihm ausgehen könnten, industriepolitisch nicht notwendig.
- Der SNR 300 ist zur Offenhaltung der möglichen kommerziellen Nutzung der Brutreaktortechnologie in der Bundesrepublik Deutschland nicht notwendig.

X. Die Qualität politischer Entscheidungen bemißt sich auch daran, daß unter veränderten Rahmenbedingungen neu entschieden wird. Was vor zwei Jahrzehnten für den SNR 300 sprach, ist durch die tatsächliche Entwicklung weitgehend überholt.

Die Inbetriebnahme des SNR 300 ist heute in keinem sinnvollen Zusammenhang zu rechtfertigen. *Wir empfehlen deshalb dem Deutschen Bundestag, die Inbetriebnahme des SNR 300 in Kalkar abzulehnen.*

II. a 1) Begründung der Empfehlung

Vorwort

Der Deutsche Bundestag hat am 26. Mai 1981 auf Antrag der Fraktionen der SPD und FDP beschlossen, erneut die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" einzusetzen. Damit war die Fortsetzung der von der Kommission im Jahre 1979 begonnenen Arbeit gesichert, die durch das Ende der 8. Legislaturperiode des Parlaments mit der Abgabe eines Zwischenberichtes — Drucksache 8/4341 — im Juli 1980 zunächst unterbrochen wurde.

In ihrem Zwischenbericht hatte die Kommission dem Deutschen Bundestag eine Reihe von Empfehlungen gegeben, die sich auf die Einsparung und rationelle Nutzung von Energie, auf die Reaktorsicherheit und nukleare Entsorgung sowie auf das bei Kalkar am Niederrhein im Bau befindliche Prototyp-Kernkraftwerk SNR 300 bezogen.

Um diesen Schnellen Brüter war Ende 1978 im Zusammenhang mit den Beratungen über die Zweite Fortschreibung des Energieprogramms der Bundesregierung eine kontroverse Debatte im Deutschen Bundestag ausgelöst worden, deren eigentliche Ursache jedoch die Befürchtung eines Teils der Parlamentarier gewesen ist, mit dem SNR 300 würde die Schnellbrüter-Technologie unwiderruflich eingeführt werden. Der Deutsche Bundestag einigte sich schließlich am 14. Dezember 1978 darauf, daß der Bau des SNR 300 und die projektbezogenen Forschungsarbeiten fortgesetzt werden sollen, um eine endgültige Entscheidung über die Einführung dieses Reaktortyps auf einer besseren Wissensbasis und anhand präziser Kriterien treffen zu können. Außerdem — so der Beschluß von 1978 — solle der Deutsche Bundestag vor der Inbetriebnahme des SNR 300 erneut entscheiden, und diese Entscheidung solle von einer zu diesem Zweck einzusetzenden Enquete-Kommission vorbereitet werden. Am 29. März 1979 wurde deshalb die Einsetzung der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" beschlossen. Die eigentliche Aufgabe wurde in ein umfangreiches Arbeitsprogramm eingebettet, mit dem Ziel, Möglichkeiten und Notwendigkeiten einer auf lange Sicht angelegten Energiepolitik zu untersuchen.

Bei den Beratungen zum SNR 300 hatte sich die Kommission damals über die Ergebnisse der im Genehmigungsverfahren durchgeführten Prüfung der Sicherheit der Anlage berichten lassen. Sie diskutierte außerdem eine Reihe anderer Aspekte. Das führte zunächst zu einer Entkopplung der generellen Entscheidung über die Einführung der Brutreaktor-Technologie von der Entscheidung über die politische Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme des SNR 300. Die Kommission empfahl, auch in Zukunft diese beiden Komplexe unabhängig voneinander zu behandeln.

Vorrang sollte die Empfehlung zur politischen Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme des SNR 300 haben. Nachdem sich die Kommission von der Gewissenhaftigkeit, mit der das Genehmigungsverfahren durchgeführt wird, überzeugt hatte, stellte sie sich die Frage, welche zusätzlichen Aspekte zur Prüfung der politischen Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme des SNR 300 heranzuziehen seien. In der Erkenntnis, daß prinzipiell weder Vollständigkeit sicherheitstechnischer Analysen beweisbar noch ein absolut sicherer Betrieb einer technischen Einrichtung, also auch eines Kernkraftwerks erreichbar sind, sah die Kommission das entscheidende Kriterium darin, daß die Sicherheit schneller Brutreaktoren und hier insbesondere des SNR 300 nicht unter der Sicherheit eines Druckwasserreaktors moderner Bauart liegen darf. Entsprechend darf das störfallbedingte Risiko des SNR 300 keinesfalls größer sein als das entsprechende Risiko des bezeichneten Druckwasserreaktors. Deshalb empfahl die Kommission die Durchführung einer risikoorientierten Analyse zum SNR 300 nach dem Vorbild der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke", soweit eine solche Analyse in Anbetracht des Prototypcharakters des SNR 300 möglich ist. Die Ergebnisse dieser Untersuchungen sollen zum Risiko-Vergleich herangezogen werden.

In engem Zusammenhang damit steht die Thematik einer zweiten von der Kommission empfohlenen Studie, in der der Frage nachgegangen werden sollte, ob es für die bei einer nuklearen Leistungsexkursion — meist Bethe-Tait-Störfall genannt — freigesetzten und mechanisch wirksamen Energie eine Obergrenze gibt oder nicht. Die Antwort auf diese Frage soll eine risikomäßige Bewertung des im Genehmigungsverfahren für diesen Störfall festgelegten Auslegungswertes ermöglichen.

Beide Untersuchungen liegen der Enquete-Kommission nunmehr vor, so daß die politische Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme des SNR bewertet und der Auftrag des Deutschen Bundestages, eine Empfehlung zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 abzugeben, erfüllt werden kann. Diese Empfehlung ist Gegenstand des nachfolgenden Berichts.

Bonn, den 23. September 1982

Ludwig Gerstein, MdB
Rudolf Kraus, MdB
Dr. Lutz Stavenhagen, MdB

1. Begründung und Zusammenfassung der Beratungsergebnisse

vorgelegt von:

Abg. L. Gerstein (CDU/CSU)
Abg. R. Kraus (CDU/CSU)
Abg. Prof. Dr.-Ing. K. H. Laermann (FDP)
Abg. Dr. L. Stavenhagen (CDU/CSU)
Prof. Dr. A. Birkhofer
Prof. Dr. W. Häfele
Prof. Dr. H. Michaelis
Prof. Dr. H. K. Schneider
Dr. W. Stoll

1. *Die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages* hat sowohl im Mehrheits- als auch im Minderheitsvotum ihres abschließenden Berichts vom 27. Juni 1980 — Drucksache 8/4341 — empfohlen, in einer späteren Arbeitsphase die Zukunft der Brutreaktortechnologie unter zwei Aspekten getrennt zu untersuchen:

- einerseits die Probleme, die mit dem großtechnischen Einsatz Schneller Brüter verbunden sind;
- andererseits die politische Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme des Prototyp-Kernkraftwerks SNR 300 in Kalkar.

Der zweite Teil der Empfehlung wurde ausgesprochen nach einer Anhörung der atomrechtlichen Genehmigungsbehörde. Diese Anhörung überzeugte die Kommission davon, daß — gemäß § 7 Abs. 2 Nr. 3 Atomgesetz — die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden durch die Errichtung und den Betrieb der Anlage getroffen wird.

Der 9. Deutsche Bundestag hat dieser Empfehlung im Rahmen seines Beschlusses zur Einsetzung einer neuen Enquete-Kommission entsprochen.

2. Grundsätzlich kann weder bewiesen werden, daß sicherheitstechnische Analysen ohne Lücken sind, noch daß eine technische Einrichtung absolut sicher betrieben werden kann. Angesichts dieser bereits von der *Kommission des 8. Deutschen Bundestages* einvernehmlich getroffenen Feststellung *postulierte* diese Kommission das *folgende Kriterium für die politische Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme des SNR 300:*

Die Sicherheit schneller Brutreaktoren und hier insbesondere des SNR 300 darf

- nach dem Votum der Mehrheit der Kommission nicht unter der Sicherheit eines Druckwasserreaktors moderner Bauart liegen; entsprechend darf das — störfallbedingte — Risiko des SNR 300 keinesfalls größer sein als das entsprechende Risiko des bezeichneten Druckwasserreaktors;
- das Minderheitsvotum stellte darauf ab, daß die Sicherheit beider Reaktortypen vergleichbar, daß heißt, von gleicher Größenordnung sein muß.

Um dies beurteilen zu können, empfahl die Kommission zwei Untersuchungen:

- eine Übersicht über die wissenschaftliche Literatur, in der für Leistungsexkursionen eine maximale mechanische Energiefreisetzung errechnet wird, die über die Auslegungsmaßnahmen im Genehmigungsverfahren hinausgeht;
- eine risikoorientierte Analyse zum SNR 300 nach dem Vorbild der für Kernkraftwerke mit Druckwasserreaktor des Typs Biblis B durchgeführten „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke", soweit eine solche Analyse in Anbetracht des Prototypcharakters des SNR 300 möglich ist.

3. *Aufgrund dieser Empfehlungen gab der Bundesminister für Forschung und Technologie 1981 zwei Studien in Auftrag:*

- an das Kernforschungszentrum Karlsruhe (KfK), die Literatur zur mechanischen Energiefreisetzung bei Leistungsexkursionen in natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren (auch Bethe-Tait-Exkursion oder -Störfall genannt) kritisch zu bewerten;

- sowohl an die Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) in Köln als auch — im Unterauftrag der GRS — an Prof. Dr. J. Benecke [1]), den SNR 300 risikoorientiert zu analysieren.

Das KfK und die GRS haben ihre Berichte termingemäß im Januar bzw. im April 1982 abgeliefert; Prof. Dr. J. Benecke lieferte seine Studie — nach Verlängerung der Frist durch den Deutschen Bundestag — am 6. September 1982 (Teil 1) und am 13. September 1982 (Teil 2) ab.

4. Was die *Literaturstudie zur mechanischen Energiefreisetzung bei Bethe-Tait-Störfällen* angeht, so vertrat die Kommission des 8. Deutschen Bundestages die Ansicht, „die Vollständigkeit des Bemühens um die Sicherheit des SNR 300" könne „aus pragmatischer Sicht endgültig bestätigt werden", wenn diese Studie erweise, daß keine wesentlichen, bisher unberücksichtigten Störfallaspekte existieren.

Mit diesem Ziel wurden alle zugänglichen wissenschaftlichen Veröffentlichungen über nukleare Leistungsexkursionen in natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren daraufhin untersucht, ob sie — relevant für den SNR 300 — Hinweise auf mechanisch wirksame Energien enthalten, die größer als die der Auslegung des SNR 300 zugrunde gelegte Energie von 370 Megajoule (MJ) ist. Zugleich wurde untersucht, ob wesentliche Störfallaspekte übersehen worden sind.

In drei Sitzungen hat die Enquete-Kommission des 9. Deutschen Bundestages sowohl die Autoren der Literaturstudie als auch inländische und ausländische Wissenschaftler mit unterschiedlicher Einstellung zur Kernenergie angehört und mit diesen diskutiert. Im Ergebnis vermochte die Kommission keinerlei Störfallaspekte festzustellen, die nicht bereits bekannt und auch berücksichtigt waren. Die Kommission gelangte daher zu der Überzeugung, daß alle wichtigen Aspekte einer postulierten Leistungsexkursion in der Fachwelt sorgfältig und gewissenhaft untersucht und bei der Auslegung des SNR 300 berücksichtigt wurden. Konkret ist die Kommission davon überzeugt, daß eine Leistungsexkursion mit Überschreitung des Auslegungswertes von 370 MJ für die mechanisch wirksame Energie praktisch ausgeschlossen werden kann und daher der Auslegung nicht zugrunde gelegt zu werden braucht.

5. Im Rahmen von atomrechtlichen Genehmigungsverfahren werden *Sicherheitsanalysen* durchgeführt, um zu überprüfen, ob die nach dem Stand von Wissenschaft und Technik erforderliche Vorsorge gegen Schäden aus dem Betrieb der Anlage getroffen ist. Dabei ist unter anderem nachzuweisen, daß Störfälle, die der Auslegung der Anlage zugrunde zu legen sind (Auslegungsstörfälle), so beherrscht werden, daß bei Freisetzung radioaktiver Stoffe eine Überschreitung vorgegebener Grenzwerte mit ausreichender Zuverlässigkeit ausgeschlossen ist. Dieser Nachweis erfolgt nach Kriterien, die in technischen Regeln und Richtlinien festgelegt sind.

Aufgabe von *Risikoanalysen* ist es, mögliche Aktivitätsfreisetzungen und ihre Konsequenzen jenseits der bei beherrschten Störfällen maximal zulässigen Freisetzungen zu ermitteln und solchen Freisetzungen beziehungsweise Konsequenzen Eintrittswahrscheinlichkeiten zuzuordnen.

Der Nutzen von Risikoanalysen besteht aus technischer Sicht darin, vergleichende Sicherheitsbetrachtungen zwischen unterschiedlichen Auslegungen des gleichen Anlagentyps, zwischen unterschiedlichen Anlagentypen innerhalb der gleichen Technologie und — mit Einschränkungen — auch zwischen unterschiedlichen Technologien zu ermöglichen. Dabei müssen Eintrittswahrscheinlichkeit von Schadensfällen und deren Auswirkungen stets im Zusammenhang gesehen werden.

Sicherheitstechnische Risikoanalysen erleichtern eine risikomäßige Bewertung des Ermessens, welches im atomrechtlichen Genehmigungsverfahren bei der Festlegung von Auslegungsstörfällen eine Rolle spielt. Insofern ermöglichen oder erleichtern sie auch Urteile und Entscheidungen über die politische Verantwortbarkeit des Baues und der Nutzung von Anlagen der Kernenergie.

Gesetzgeber, Genehmigungsbehörden und Gerichte halten den Betrieb von Leichtwasserreaktoren für verantwortbar; insbesondere halten sie das störfallbedingte Risiko für zumutbar. Die gleiche Auffassung vertrat die Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages. Gemäß dem von dieser Kommission festgelegten Beurteilungskriterium (siehe Kap. 1 Punkt 2) waren somit die Sicherheit und das störfallbedingte Risiko des Prototyp-Kernkraftwerks mit einem schnellen natriumgekühlten Brutreaktor SNR 300 in Kalkar (300 MW elektrische Leistung) zu vergleichen mit der Sicherheit und dem entsprechenden Risiko eines Druckwasserreaktors, konkret dem des der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" zugrundeliegenden Druckwasserreaktors des Typs Biblis B (1 300 MW elektrischer Leistung). Der SNR 300 wäre demgemäß dann politisch verantwortbar, wenn seine Sicherheit nicht geringer als diejenige eines Reaktors vom Typ Biblis B ist und sein störfallbedingtes Risiko das entsprechende Risiko eines solchen Druckwasserreaktors nicht übertrifft.

6. Ein *Druckwasserreaktor und der SNR 300* unterscheiden sich aufgrund sicherheitsrelevanter Eigenschaften in ihren Anlagenkonzepten:

- Der SNR 300 vermag die *Nachwärme* nach einer Reaktorabschaltung auch langfristig abzuführen, ohne daß aktive Komponenten in Betrieb gesetzt werden müssen (passive Nachwärmeabfuhr).

  Auch beim Druckwasserreaktor ist die passive Nachwärmeabfuhr möglich — allerdings nur kurzfristig. Anschließend müssen Systeme zur Nachwärmeabfuhr in Betrieb genommen werden.

[1]) Daraufhin gründete Prof. Dr. J. Benecke mit seinen Mitarbeitern die Forschungsgruppe Schneller Brüter (FGSB) e. V., Heidelberg.

- Beim SNR 300 bleibt wegen des geringen Drucks im Reaktorkühlsystem, des großen Abstandes der Betriebstemperatur zum Siedepunkt des Kühlmittels und der konstruktiven Gestaltung des Primärkreislaufsystems (Wannenkonzept) ein *Kühlmittelverlust* bei Leckstörfällen dermaßen begrenzt, daß der Reaktorkern dennoch immer bedeckt gehalten und die Nachwärme abgeführt wird.

  Beim Druckwasserreaktor ist in solchen Fällen Kühlmittelnachspeisung erforderlich.

- Beim SNR 300 kann die *Verdrängung von Kühlmittel aus dem Reaktorkern und auch eine Kompaktion des Reaktorkerns* einen Leistungsausbruch und damit in der weiteren Folge eine Zerstörung des Reaktorkerns — möglicherweise unter Freisetzung mechanisch wirksamer Energie — herbeiführen, wenn der Reaktor nicht rechtzeitig abgeschaltet wird. Im Hinblick darauf wird der SNR 300 mit zwei Schnellabschaltsystemen ausgestattet, die nach unterschiedlichen Konstruktionsprinzipien aufgebaut sind und deren Auslösung auf unterschiedlichen physikalischen Prinzipien beruht. Zur Abschaltung des Reaktors reicht in den meisten Fällen ein Abschaltelement aus einem der beiden Schnellabschaltsysteme aus. Die Schnellabschaltung des SNR 300 ist daher in besonderem Maße zuverlässig.

  Beim Druckwasserreaktor führt eine Verdrängung (oder ein Verlust) des Kühlmittels zur Leistungsreduktion und schließlich zur Unterbrechung der Kernspaltung. Eine Kompaktion des Reaktorkerns führt nicht zu einer sicherheitsrelevanten Leistungserhöhung.

- Der SNR 300 als Prototyp ist vorsorglich so ausgelegt, daß auch ein *geschmolzener Reaktorkern* gekühlt und die freiwerdenden Radionuklide im Reaktortanksystem beziehungsweise Doppelcontainment zurückgehalten werden. Das Reaktortanksystem und Systeme zur Nachwärmeabfuhr sind so ausgelegt, daß eine Freisetzung von 370 MJ beherrscht wird. Die eingehenden Untersuchungen im Genehmigungsverfahren und die Ergebnisse der Literaturstudie zur mechanischen Energiefreisetzung bei Bethe-Tait-Störfällen (siehe Kap. 1.4) haben bestätigt, daß dieser Wert weit oberhalb desjenigen Wertes liegt, der aufgrund des heutigen Standes der Wissenschaft zu erwarten wäre.

  Beim Druckwasserreaktor ist weltweit Stand der Technik, einen Störfallablauf, der zum Schmelzen des Reaktorkerns führt, bei der Auslegung nicht zu berücksichtigen.

  Eine ausführliche Beschreibung des Anlagenkonzeptes des SNR 300 und ein Vergleich der sicherheitstechnischen Eigenschaften des SNR 300 mit denen eines Kernkraftwerkes mit Druckwasserreaktor von 1 300 MW elektrischer Leistung (Typ Biblis B) ist in der „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300" der GRS (GRS-A-700; April 1982; Seite 2—1 bis 2—70) enthalten.

7. Bei einem *Vergleich der sicherheitstechnischen Auslegung von schnellen Brutreaktoren in verschiedenen Ländern* zeigt sich, daß der SNR 300 besonders konsequent auch zur Beherrschung postulierter Bethe-Tait-Störfälle ausgelegt ist. Dieses ist vor allem durch seinen Prototypcharakter begründet. Einige der Merkmale dieser Auslegung sind die tankinterne Rückhaltung des Kerninventars, die Bodenkühleinrichtung und das Doppelcontainment.

So wird zum Beispiel in Frankreich bei der Anlage Superphenix (1 200 MW elektrische Leistung) — nicht zuletzt aufgrund der positiven Betriebserfahrungen mit den Anlagen Rapsodie (40 MW thermische Leistung) und Phenix (250 MW elektrische Leistung) und wegen der hohen Zuverlässigkeit der Abschalt- und Nachwärmeabfuhrsysteme — zwar eine punktuelle Auslegung des Reaktortanks und seiner wesentlichen Einbauten zur Beherrschung einer mechanisch wirksamen Energiefreisetzung vorgenommen, nicht aber — wie beim SNR 300 — eine durchgehende Auslegung der Anlage zur Beherrschung extremer Störfälle gefordert.

8. Die *von der GRS vorgelegte „Risikoorientierte Analyse zum SNR 300"* (GRS-A-700; April 1982), Kommissions-Vorlage I/K/33, gelangt im wesentlichen zu den folgenden Ergebnissen:

- Wegen der sicherheitstechnischen Eigenschaften des SNR 300 und der besonderen Sicherheitsvorkehrungen ist die Wahrscheinlichkeit für einen Störfallablauf, bei dem der Reaktorkern des SNR 300 zerstört wird, das heißt die Wahrscheinlichkeit eines den Bethe-Tait-Störfall einleitenden Störfalls, deutlich kleiner als die Wahrscheinlichkeit, daß der Reaktorkern eines Druckwasserreaktors schmilzt.

- Aber selbst bei einer Zerstörung des Reaktorkerns kann das Kerninventar mit großer Wahrscheinlichkeit im Reaktortank beziehungsweise im Sicherheitseinschluß zurückgehalten werden.

- Ein relativ schnelles Versagen des Sicherheitseinschlusses, das heißt des Reaktortanks, des inneren und des äußeren Containments könnte nur dann eintreten, wenn dabei der Auslegungswert von 370 MJ mechanisch wirksamer Energie überschritten würde. Die Studie der GRS kommt zu dem Ergebnis, daß ein solcher Fall nur noch mit Hilfe extrem pessimistischer Modelle konstruiert werden kann. Obwohl kein Ausschlußbeweis möglich ist, kann jedoch gezeigt werden, daß die entsprechenden Vorgänge noch einmal um Größenordnungen unwahrscheinlicher wären als das zur Kernzerstörung führende Ausgangsereignis.

  Würde trotzdem ein solcher Fall postuliert, so wären die Auswirkungen auf die Umgebung der Anlage geringer als die Auswirkungen des schlimmsten und ebenfalls extrem unwahrscheinlichen Falls, der in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" für den Druckwasserreaktor untersucht worden ist. Nach den Feststellungen der GRS wären dann beim SNR 300

- frühe Todesfälle nicht zu erwarten;
- läge die Zahl der somatischen Spätschäden und genetischer Schäden unter der Zahl der entsprechenden Schäden, wie sie in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ für den Druckwasserreaktor ermittelt wurden.

Mit Bezug auf entsprechende Ausführungen in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ würde — den Eintritt dieses Szenarios beim SNR 300 einmal unterstellt — in einem weiteren Umkreis des Standortes des SNR 300 die Zahl der natürlich und zivilisatorisch bedingten Krebs- und Leukämiefälle nicht signifikant beeinflußt werden.

- Folgenreiche Einwirkungen Dritter werden durch das sehr engmaschige Schutznetz deutscher Kernkraftwerke — wobei der SNR 300 keine Ausnahme macht —, durch eine Reihe gezielter Sondermaßnahmen und nicht zuletzt durch das integrale bauliche Schutzkonzept gegen Einwirkungen von außen weitestgehend ausgeschlossen. Werden trotzdem folgenreiche Einwirkungen Dritter unterstellt, können sie nicht zu grundsätzlich anderen Störfallabläufen führen, als sie in den reaktortypspezifischen Störfall- und Risikoanalysen ohnehin betrachtet wurden, und die im Hinblick auf andere Ereignisabläufe abdeckenden Charakter haben.

9. Die *von Prof. Dr. J. Benecke beziehungsweise der FGSB vorgelegte „Risikoorientierte Analyse zum SNR 300“* (FGSB 1 und 2; September 1982), Kommissions-Vorlage I/K/68, weist Ergebnisse aus, die von denen der GRS-Studie stark abweichen und die zudem eine risikomäßige Bewertung des Störfallverhaltens des SNR 300 ausschließen:

- Sowohl die zu erwartende Häufigkeit einer Kernzerstörung als auch die Wahrscheinlichkeit, mit der dann der Auslegungswert der mechanisch wirksamen Energie überschritten wird, wie schließlich auch die errechneten Unfallfolgen sind nach der Studie der FGSB um Größenordnungen höher als nach den Ergebnissen der GRS. Die FGSB-Studie weist aber — im Gegensatz zur GRS-Studie — für die von ihr errechneten Schadensausmaße keine Häufigkeiten aus, so daß ein Vergleich der Ergebnisse nur begrenzt möglich ist.
- Nach den Ergebnissen der FGSB wäre davon auszugehen, daß das störfallbedingte Risiko des SNR 300 größer ist als das entsprechende Risiko eines Druckwasserreaktors moderner Bauart. Aus der Studie der GRS ergibt sich das Gegenteil.

Den Ursachen für diese Unterschiede ist die Kommission sorgfältig nachgegangen. Es zeigte sich, daß die FGSB letztlich den Stand von Wissenschaft und Technik unzureichend berücksichtigte und sich auf Außenseitermeinungen zu stark abstützte, ohne sie richtig zu wichten. Außerdem nahm die FGSB unzutreffende Interpretationen vorliegender, allgemein anerkannter Arbeiten vor. Dies war besonders bei der Behandlung der Bethe-Tait-Problematik und von radioökologischen Fragen der Fall. Wesentliche Annahmen der FGSB sind — obwohl seit längerer Zeit wiederholt — bislang noch nicht in die Fachdiskussion eingebracht worden.

- Inkonsistenzen in der FGSB-Studie stellen wesentliche Aussagen von vornherein in Frage.
- Dem anlagentechnischen Teil der Studie liegen Annahmen zugrunde, die entweder der tatsächlichen Anlagenausführung oder allen ingenieursmäßigen Erfahrungen widersprechen. Das mußte zu einer starken Überschätzung der zu erwartenden Häufigkeit einer Kernzerstörung führen.
- Auch die sich daran anschließende Behandlung der Bethe-Tait-Problematik weist erhebliche Mängel auf. Unter anderem wurden Ergebnisse vorgelegt, die Fachleute der GRS und des KfK durch einfache Handrechnung als physikalisch inkonsistent nachweisen konnten. Die Umstände und die zugeordnete Häufigkeit für eine Überschreitung des Auslegungswertes der mechanisch wirksamen Energie wurden von der FGSB weder belegt noch sonstwie glaubhaft gemacht.
- Die von der FGSB unterstellten Szenarien für eine sofortige Containmentzerstörung finden in den von der FGSB vorgelegten Analysen keine Stützen. Sie beruhen auf unzulässigen Extrapolationen der von der GRS durchgeführten Untersuchungen.
- Bei der Ermittlung der möglichen Schadensausmaße nach einer massiven Radionuklidfreisetzung hat die FGSB das auch in der SNR-Studie der GRS verwendete Unfallfolgenmodell übernommen. In entscheidenden Punkten jedoch trifft die FGSB extrem pessimistische, dem Stand der Wissenschaft nicht entsprechende Annahmen, verschiebt ohne ausreichende Begründung international anerkannte Werte wichtiger Einflußgrößen nach der pessimistischen Seite hin oder verwendet Werte, die sich aufgrund experimenteller Befunde als unrealistisch erweisen.

  GRS und KfK konnten aufzeigen, daß bei Verwendung wissenschaftlich untermauerter Eingabedaten für die Unfallfolgenrechnungen der FGSB Schadensausmaße zu erwarten wären, die größenordnungsmäßig denen entsprechen, wie sie in der GRS-Studie ausgewiesen sind.

Unrealistische Szenarien und falsche Annahmen der FGSB führen zu einer Überschätzung der Unfallfolgen um ein Vielfaches. Die zahlenmäßigen Ergebnisse der FGSB sind wissenschaftlich unhaltbar und können deshalb für einen Vergleich mit den Resultaten der Risikountersuchungen für Leichtwasserreaktoren nicht herangezogen werden. Auch wegen des Verzichts der FGSB auf eine Quantifizierung der Häufigkeiten solcher Schäden konnten die Ergebnisse der Kommission bei ihrer Meinungsbil-

dung nur bedingt hilfreich sein. Dagegen erlaubt die „Risikoorientierte Analyse zum SNR 300“ der GRS der Kommission sowohl eine Aussage über die Sicherheit als auch eine Bewertung des störfallbedingten Risikos des SNR 300.

10. Zusammenfassend stellt die Kommission fest: *Die Kommission stützt ihre Empfehlung zur Inbetriebnahme des SNR 300 auf die Ergebnisse der „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300“ der GRS. Stand von Wissenschaft und Technik sind in dieser Studie voll berücksichtigt. Die GRS-Studie erlaubt der Kommission sowohl eine Aussage zur Sicherheit als auch eine Bewertung des störfallbedingten Risikos des SNR 300.*

Zur Sicherheit: *Den besonderen Eigenschaften des Reaktorkerns des SNR 300 wird durch eine gegenüber dem Druckwasserrektor zuverlässigere Schnellabschaltung Rechnung getragen. Die Eigenschaften des Kühlmittels sowie die Anordnung und Auslegung der Systeme ermöglichen beim SNR 300 — anders als beim Druckwasserreaktor — auch langfristig die passive Nachwärmeabfuhr. Die Nachwärme kann auch dann abgeführt werden, wenn der Reaktorkern zerstört ist. Diese und andere für den SNR 300 typischen Merkmale, deren Wirksamkeit vor allem auch in den Störfallanalysen des Genehmigungsverfahrens nachgewiesen wurde, veranlassen die Kommission festzustellen, daß der SNR 300 mindestens ebenso sicher wie der in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ untersuchte Druckwasserreaktor ist.*

Zum Risiko: *Unter Berücksichtigung des von der GRS in der „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300“ gegebenen Hinweises auf die größere Unsicherheit ihrer Ergebnisse im Vergleich zu den Ergebnissen der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ — die Ursache liegt vor allem im Prototypcharakter des SNR 300 begründet — zieht die Kommission aus dem Vergleich der Ergebnisse beider Studien den Schluß, daß die störfallbedingten Risiken beider Reaktortypen etwa gleich groß sind. Für die Kommission sind dabei nicht so sehr die Zahlen der Einzelergebnisse als vielmehr die Größenordnungen der genannten Risiken von Bedeutung.*

Die Kommission hält daher die Inbetriebnahme des SNR 300 für politisch verantwortbar, und zwar sowohl unter dem Gesichtspunkt der Sicherheit als auch im Hinblick auf das störfallbedingte Risiko. Die Kommission ist sich der Tatsache bewußt, daß mit dem störfallbedingten Risiko, welches auftragsgemäß zu bewerten war, nur einer von mehreren Risikofaktoren angesprochen wurde.

11. *Die Kommission empfiehlt deshalb, der Deutsche Bundestag möge den vom 8. Deutschen Bundestag am 14. Dezember 1978 beschlossenen politischen Vorbehalt gegen die Inbetriebnahme des Kernkraftwerkes Kalkar (SNR 300) — Drucksache 8/2370 — aufheben.*

Anlage 1

1.2 Zum Kriterium für die politische Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme des SNR 300

vorgelegt von

Abg. L. Gerstein (CDU/CSU)
Abg. R. Kraus (CDU/CSU)
Abg. Prof. Dr.-Ing. K. H. Laermann (FDP)
Abg. Dr. L. Stavenhagen (CDU/CSU)
Prof. Dr. A. Birkhofer
Prof. Dr. W. Häfele
Prof. Dr. H. Michaelis
Prof. Dr. H. K. Schneider
Dr. W. Stoll

Die Kommission hat sich darauf beschränkt, sich dazu zu äußern, ob die Inbetriebnahme des SNR 300 aufgrund der vorgelegten Gutachten — insbesondere der risikoorientierten Studien und der Literaturstudie — verantwortet werden könne.

Hierzu drei erklärende Bemerkungen:

1. Um die Richtigkeit und Zuverlässigkeit von Feststellungen und Ergebnissen der vorgelegten Studien beurteilen zu können, genügt es nicht zu prüfen, ob diese Feststellungen und Ergebnisse in technischer Hinsicht, insbesondere in bezug auf die gewählten Eingangsdaten und die Methode der Deduktion, fehlerfrei sind. Vielmehr ist es auch erforderlich, ja unerläßlich zu beurteilen, inwieweit diese Studien in ihren Eingangsdaten, ihren Methoden und auch in den Wertungen ihrer Ergebnisse „Vertrauen“ verdienen, zumal, wenn ihre abschließenden Feststellungen einander widersprechen.

2. Die Kommission hat darauf verzichtet zu untersuchen und bei dem Votum zu berücksichtigen, ob zukünftig in der Bundesrepublik Deutschland — in welchem Ausmaße auch immer — Brüter gebaut und betrieben werden sollen. Dies geschah, weil der Einsetzungsbeschluß für die Kommission — Drucksache 9/504 — ihr aufgibt, diesen Problemkomplex getrennt von der Frage zu untersuchen, ob der SNR 300 in Betrieb genommen werden soll. Der Einsetzungsbeschluß legt zudem fest, daß die Empfehlung zur Inbetriebnahme des SNR 300 vorab — ein Jahr vor dem Abschluß der Untersuchung aller übrigen Fragen — abzugeben ist.

   In der Tat hat die Kommission weder die Untersuchung der Zukunft der Brütertechnologie auch nur andiskutiert noch irgendwann einmal in Frage gestellt, daß diese beiden Arbeitsfelder getrennt — und nacheinander — zu untersuchen sind.

   Auch der Bericht der Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages weist aus, daß für die Inbetriebnahmeempfehlung die sicherheitstechnischen Studien — und nur diese — ausschlaggebend sein sollen.

   In Abschnitt C 4 dieses Berichtes heißt es nämlich unter 4.3 „RISIKOORIENTIERTE ANALYSE“: „Es entsteht also die Frage, bei welchem

Ausmaß des Bemühens diese politische Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme des SNR 300 gegeben ist.“ ... Es „ist festzustellen, daß noch nicht für alle Kommissionsmitglieder Evidenz für die politische Verantwortbarkeit ... gegeben ist.“ ... „Die Kommission war der Meinung, daß sich solche Evidenz ergeben könnte, wenn das Risiko von Brutreaktoren bewertbar ist.“

Diese Zitate zeigen — zumal in ihrem Kontext —, daß nach Auffassung der Mehrheit der damaligen Kommission Evidenz für die politische Verantwortbarkeit einer Inbetriebnahme des SNR 300 aufgrund der technischen Studien, insbesondere einer vergleichenden Analyse der — störfallbedingten — Risiken, gewonnen werden könne.

3. Die bedenkliche Aufwärtsentwicklung der Baukostenschätzungen für den SNR 300 muß nach Auffassung der Kommission bei der Abwägung der Gründe für und wider eine Inbetriebnahme dieses Reaktorprototyps außer Betracht bleiben.

   Nach dem Einsetzungsbeschluß gehört diese Untersuchung und damit auch die Berücksichtigung dieses Aspekts nicht zum Mandat der Kommission.

Aus allen diesen Gründen hat sich die Kommission strikt darauf beschränkt, sich dazu zu äußern, ob — in Kenntnis und Auswertung der angeforderten und vorgelegten Studien — eine Inbetriebnahme des SNR 300 politisch verantwortbar ist.

Anlage 2

Sondervotum zu

1.9 Ergebnis der „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300“ der FGSB

von

Abg. L. Gerstein (CDU/CSU)
Abg. R. Kraus (CDU/CSU)
Abg. Dr. L. Stavenhagen (CDU/CSU)
Prof. Dr. W. Häfele
Prof. Dr. H. Michaelis
Prof. Dr. H. K. Schneider
Dr. W. Stoll

Wegen der Alarmwirkung der Aussage der FGSB, ein Unfall am SNR 300 würde mit hoher Wahrscheinlichkeit 2,7 Mio. Tote und eine auf Dauer verseuchte Fläche von der doppelten Größe Nordrhein-Westfalens zur Folge haben, halten wir es für erforderlich, die Unhaltbarkeit gerade dieser Behauptungen gesondert darzulegen.

Zunächst macht die FGSB-Studie den Fehler, den beim SNR 300 vorhandenen zwei voneinander unabhängigen Schnellabschaltsystemen kein Gewicht zu geben. Diese machen aber im Gegensatz zum Druckwasserreaktor, der nur ein solches System besitzt, kernzerstörende Unfälle beim SNR 300 viel unwahrscheinlicher als beim Druckwasserreaktor.

Nicht genug damit: Die FGSB-Studie unterstellt, daß jeder dieser kernzerstörenden Unfälle den Auslegungswert von 370 MJ überschreite und auch jedesmal das äußere Containment im gleichen Augenblick, das heißt, spontan zerstört werde.

Eine Überschreitung von 370 MJ ist nach den Ergebnissen der GRS-Studie aber nur mit einer Wahrscheinlichkeit von 1 zu 100 Mio. pro Jahr zu erwarten, also „praktisch auszuschließen“. Selbst dann wäre immer noch nicht mit einem spontanen Versagen des äußeren Containments zu rechnen. Für ein Durchschlagen des äußeren Containments durch Geschoßwirkung des Reaktortankdeckels wären mehr als 1000 MJ erforderlich. Überdruckversagen des äußeren Containments in den ersten Sekunden kann aufgrund der GRS-Analysen für ein Szenario mit mehr als 370 MJ ausgeschlossen werden. Die GRS ermittelt unter sehr pessimistischen Randbedingungen — im Sinne einer Grenzbetrachtung — ein Überdruckversagen erst nach 5 Minuten. In dieser Zeit wirken sich Rückhalteeffekte im Containment sehr stark auf die Freisetzung der Radionuklide in die Umgebung aus. — Rückhalteeffekte im Containment werden in der FGSB-Studie nicht ausreichend berücksichtigt.

Entbehren die oben genannten Annahmen der FGSB-Studie schon jeder Grundlage — eine solche kann die FGSB-Studie auch nicht nachweisen —, so werden die Folgen dieses überzogenen, eigentlich nur postulierbaren Szenarios dann auch noch unzulässig überzeichnet. So sollen mit der dann das äußere Containment verlassenden Wolke außer 400 Tonnen Natriumverbindungen (nach Anlagerung der Luftfeuchtigkeit) auch noch mehr als ein Drittel der keramischen Masse des Reaktorkerns — also 500 kg Plutoniumoxid — in die Umgebung gelangen. Dieses Plutoniumoxid soll außerdem in der besonders lungenwirksamen Teilchengröße von im Mittel 0,1 µm vorliegen.

Diese, dem wissenschaftlichen Kenntnisstand widersprechenden Annahmen enthalten zudem noch gravierende Fehler: Zum Beispiel werden Durchmesser mit Radius und Teilchenzahl mit Teilchengewicht verwechselt. Auch das führt dazu, daß die Unfallfolgen um ein Vielfaches zu hoch errechnet werden.

Da selbst mit diesen fehlerhaften Annahmen immer noch Unfallfolgen errechnet würden, die mit denen aus der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ vergleichbar wären, sieht sich die FGSB — möglicherweise mit Blick auf das „erwünschte“ Negativergebnis — genötigt, weitere, vom Stand der Wissenschaft abweichende Annahmen zu machen: Der international anerkannte Faktor für die Aufnahme von Plutonium in den Magen-Darm-Trakt des Menschen wird verzehnfacht. Hierfür werden leichtlösliche Plutoniumverbindungen vorausgesetzt, deren Entstehung in der Natur aber nicht begründet werden kann, weil das freigesetzte Plutoniumoxid eine schwerlösliche Verbindung ist, die nur unter Voraussetzungen in eine leichtlösliche Verbindung umge-

wandelt werden kann, die in diesem Zusammenhang nicht gegeben sind. — Außerdem wird die Relative Biologische Wirksamkeit für Alphastrahler gegenüber der neuesten, international anerkannten Vorschrift ICRP-30 verfünffacht, obgleich gerade dieser Faktor aus den langen Erfahrungen mit natürlichen Alphastrahlern, wie Radium, mit am besten belegt ist.

Zusammenfassend ist festzustellen, daß es den „Kritikern" nur durch eine Serie von Fehlern, Inkonsistenzen, durch unkritische Übernahme jeweils für Negativaussagen geeigneter Außenseitermeinungen und durch extrem pessimistische Annahmen gelingt, für den SNR 300 Schadensausmaße als „errechnet" hinzustellen, die die in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" ermittelten Werte übersteigen. Auch der Umstand, daß die FGSB nicht bereit ist, Angaben zu deren Eintrittswahrscheinlichkeiten zu machen — und nur diese hätten der Kommission eine Beurteilung des von der FGSB „errechneten" Schadensausmaßes ermöglicht —, führt uns dazu, ihre Ergebnisse zu verwerfen.

An diesem Beispiel wird besonders deutlich, wie unglaubhaft die von der FGSB vorgelegten Ergebnisse sind. Daher verdienen *die Ergebnisse insgesamt* auch kein Vertrauen. Für das Votum der Kommission bilden deshalb die Ergebnisse der FGSB keine entscheidende Grundlage.

Darüber hinaus hat nach Ansicht der Kommission auch der Verlauf der Beratungen, bei denen die FGSB angehört wurde, gezeigt, daß der Versuch, sogenannte Kritische Wissenschaftler für Entscheidungen heranzuziehen, gescheitert ist.

2. Stand der aktuellen Diskussion um die Definition des Risikobegriffs sowie um die Risikoquantifizierung

1. Vorbemerkung
2. Das Verhältnis von Sicherheit und Risiko
3. Die Bedeutung der Eintrittswahrscheinlichkeiten und die Quantifizierbarkeit von sicherheitstechnischen Risikovergleichen
4. Zum Aussagewert von Risikostudien
5. Zur Relevanz der Frage nach absoluten Schadensobergrenzen
6. Risikobeiträge infolge Einwirkungen Dritter und Krieg

vorgelegt von:

Abg. L. Gerstein (CDU/CSU)
Abg. R. Kraus (CDU/CSU)
Abg. Prof. Dr.-Ing. K. H. Laermann (FDP)
Abg. Dr. L. Stavenhagen (CDU/CSU)
Prof. Dr. A. Birkhofer
Prof. Dr. W. Häfele
Prof. Dr. H. Michaelis
Prof. Dr. H. K. Schneider
Dr. W. Stoll

1. Vorbemerkung

Einer Empfehlung der Kommision des 8. Deutschen Bundestages entsprechend, beschreiben wir nachfolgend den Stand der aktuellen Diskussion um die Definition des Risikobegriffs sowie um die Risikoquantifizierung. Dabei werden wesentliche Aspekte angesprochen, die im Hinblick auf die Aussagekraft und Relevanz von Analysen bedeutsam sind, in denen das störfallbedingte Risiko eines Kernkraftwerkes ermittelt wird (Risikoanalysen). Dies geschieht in allgemeiner Form, das heißt, nicht mit speziellem Bezug auf den SNR 300, da diese Aspekte für jeden Reaktortyp weitgehend in gleicher Weise gelten.

Die Risikodiskussion spielt sich zwischen den Bereichen Wissenschaft, Wirtschaft, Politik und Öffentlichkeit ab. Mit der Entwicklung von Technologien, bei denen wegen des erwarteten Ausmaßes möglicher Schadensereignisse das Entwicklungsprinzip von Versuch und Irrtum nicht mehr für vertretbar gehalten wird, hat sich das Verhältnis dieser Bereiche untereinander gewandelt. Ihre Entwicklung erfordert heute eine vorausschauende Abschätzung der Folgen ihres Einsatzes. Sie ist mit weitreichender Arbeitsteilung in Forschung, Entwicklung und Produktion verbunden. Das erzeugt bei einer Reihe der von der Technologieanwendung Betroffenen ein gewisses Unbehagen. Überdies zieht die Finanzierung großtechnologischer Projekte durch die öffentliche Hand und die damit verbundene Verflechtung von Wissenschaft, Wirtschaft und Politik mit einer mehr oder weniger großen Abhängigkeit von der Politik die Aufmerksamkeit der Öffentlichkeit auf sich.

In einer besonderen Situation befindet sich hierbei die Kernenergie. Die Anwendung der Kernspaltung zuerst für kriegerische Zwecke und die von den Atombombenabwürfen auf Hiroshima und Nagasaki her bekannten Folgen haben Betroffenheit und Vorbehalte auch gegen die friedliche Nutzung der Kernenergie ausgelöst. Dieser Umstand sowie zusätzliche Sorgen über eine möglicherweise erneute militärische Nutzung sichern den Gegnern der friedlichen Nutzung der Kernenergie hohe Aufmerksamkeit. Allerdings gibt es viele Anhaltspunkte dafür, daß die Kernenergie nur eine Stellvertreterposition in einer Diskussion über unterschiedliche gesellschaftliche Wertvorstellungen einnimmt.

2. Das Verhältnis von Sicherheit und Risiko

Die während des Betriebs eines Kernkraftwerks entstehenden Radionuklide stellen — für sich betrachtet — ein großes Gefährdungspotential dar. Deshalb wurden Kernkraftwerke seit jeher mit umfangreichen und zuverlässigen Sicherheitseinrichtungen versehen, die die Abgabe von Radionukliden in die Atmosphäre auch bei sehr unwahrscheinlichen und schweren Störfällen und Unfällen begren-

zen. Die Vorgehensweise orientierte sich anfangs an dem deterministischen Sicherheitskonzept des „Größten anzunehmenden Unfalls“ (GaU) als Auslegungsstörfall, während heute eine ganze Reihe von Auslegungsstörfällen betrachtet wird.

Der sorgfältigen Entwicklung von Sicherheitssystemen zur Beherrschung der meist mit sehr pessimistischen Annahmen festgelegten Auslegungsstörfälle und einem sehr engmaschigen Schutznetz gegenüber denkbaren Störfallabläufen verdankt auch die deutsche Kernkraftwerkstechnik ihren hohen Sicherheitsstandard. Den Erfolg dieses Konzepts belegen nicht zuletzt die mehr als zweitausend Betriebsjahre von Kernkraftwerken ohne Unfälle mit schweren Folgen für die Menschen in der Umgebung der Anlagen.

Dennoch erlaubt diese Vorgehensweise keine quantitative Aussage darüber, wie hoch trotz dieser der Gefahrenabwehr dienenden Maßnahmen das mit Reaktorstörfällen verbundene störfallbedingte Risiko für die Bevölkerung ist. Wenn unter „Risiko“ ein Begriff verstanden wird, in den Häufigkeit und Ausmaß von Schadensereignissen eingehen, so müssen zur quantitativen Beschreibung des durch unfallbedingte Freisetzung von Radionukliden in die Umgebung gegebenen Risikos alle denkbaren Unfallabläufe erfaßt und deren Eintrittswahrscheinlichkeiten und Auswirkungen ermittelt werden.

Risikoanalysen erleichtern deshalb auch eine Bewertung des Ermessens, das bei der Festlegung der Auslegungsstörfälle eine Rolle spielt. Sie erlauben die Planung von Maßnahmen zur Gefahrenvorsorge. Risikoanalysen sind grundsätzlich geeignet, die Ratio von Ermessensentscheidungen transparent zu machen und können so einen Beitrag zur Diskussion um die Kernenergie leisten.

Gegenwärtig wird weltweit diskutiert, Sicherheitsziele („Safety Goals“) nach probabilistischen Gesichtspunkten festzulegen, und überprüft, ob und inwieweit solche Sicherheitsziele in Ergänzung der bisherigen deterministischen Auslegungspraxis herangezogen werden können. So wurde in den USA, Frankreich, England, Kanada und Argentinien die Einführung von Risikogrenzwerten vorgeschlagen, die unter anderem Festlegungen über die zulässige Kernschmelzhäufigkeit enthalten sollen.

3. Die Bedeutung von Eintrittswahrscheinlichkeiten und die Quantifizierbarkeit von sicherheitstechnischen Risikovergleichen

Bisher vorgelegte quantitative sicherheitstechnische Risikostudien zu Kernkraftwerken beinhalten Aussagen über mögliche, aber bisher noch nicht beobachtete seltene Unfallabläufe in diesen Anlagen und über ihre möglichen Auswirkungen auf Leben und Gesundheit der in der Umgebung dieser Anlagen lebenden Menschen.

Um einen Vergleich dieser Risiken mit anderen Risiken zu ermöglichen, wurde verschiedentlich versucht, die Häufigkeit möglicher Unfälle und das ihnen entsprechende Schadensausmaß in einer möglichst geschlossenen Form darzustellen. Hierzu wurden für jede einzelne Unfallsituation die Produkte aus Unfallhäufigkeit einerseits und dem zu erwartenden Schadensausmaß andererseits gebildet, um sie miteinander beziehungsweise mit entsprechenden Zahlen aus Unfallstatistiken zu vergleichen. Die Produktbildung kennzeichnet das mittlere Individualrisiko und beruht auf dem Gedanken, Risiken dann als gleich hoch einzustufen, wenn das Verhältnis der Schadensausmaße gleich dem umgekehrten Verhältnis ihrer Eintrittswahrscheinlichkeiten ist. Unterschiedliche gesellschaftliche und politische Dimensionen verschiedener Unfallsituationen werden dabei nicht direkt berücksichtigt. Deshalb ist die Verwendung ausschließlich solcher Risikozahlen zum Vergleich verschiedener Technologien problematisch, wenn es sich um Unfälle handelt, die mit sehr geringer Wahrscheinlichkeit zu großen Schäden führen können.

In der Rechtsprechung allerdings wurde die Verwendung von Risikozahlen als hilfreich angesehen, und sie haben insofern Anerkennung gefunden. Der 10. Senat des Verwaltungsgerichtshofs Baden-Württemberg hat in seiner Begründung des sogenannten Wyhl-Urteils vom 30. März 1982 die Ergebnisse der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“, welche die GRS 1979 vorgelegt hatte, ausführlich gewürdigt und in seine Urteilsbildung einbezogen. Für die Auffassung des Senats waren im Zusammenhang mit der aus verschiedenen Gründen vorhandenen Einschränkung der Aussagekraft der Ergebnisse nicht so sehr die Zahlen der Einzeluntersuchungen, sondern die Größenordnung des störfallbedingten Risikos und der Vergleich mit anderen Risiken von Bedeutung. Der Senat führte aus, daß erst das Risiko, durch Blitzschlag zu Tode zu kommen (Risikozahl 0,6 — bezogen auf 1 Mill. Personen und ein Jahr), demjenigen Todesrisiko gleiche, welchem der Mensch durch einen Störfall in einem Kernkraftwerk ausgesetzt sei. Nicht nur diese Zahlen zeigen nach Auffassung des Senats, daß das störfallbedingte Risiko der deutschen Kernkraftwerke zumutbar ist; dieses werde — so der Senat — auch dadurch unterstrichen, daß der Gesetzgeber nach Bekanntwerden der Ergebnisse der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ kein Vorhaben in die Wege geleitet habe, das auf eine Beseitigung dieses Risikos durch Stillegung der Kernkraftwerke hinausgelaufen wäre. Einwände, die die Ergebnisse der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke“ in Frage stellen, seien nicht ersichtlich.

Eine andere Möglichkeit der Darstellung von Risiken wird in der Angabe der komplementären Häufigkeitsverteilung von Schäden gesehen. Die komplementäre Häufigkeitsverteilungsfunktion gibt für jede Schadensart die Häufigkeit an, mit der ein Schaden dieser Art oder ein größerer eintreten kann. Die Darstellung von Risiken mit Hilfe von komplementären Häufigkeitsverteilungen hat den Vorteil, daß eine Bewertung sowohl der Häufigkeit als auch des Schadensausmaßes möglich ist. In den vorliegenden sicherheitstechnischen Risikoanalysen zu Kernkraftwerken wird diese Art der Darstellung bevorzugt angewandt.

Unabhängig von der Art der Darstellung unterliegt die Bewertung einer Technologie letztlich nicht

mehr ausschließlich wissenschaftlich begründbaren Kriterien. Die Ergebnisse sicherheitstechnischer Risikoanalysen können aber eine Grundlage für politische Bewertungen liefern und somit für Entscheidungen im Bereich der Kernenergie und anderer Technologien nützlich sein.

4. Zum Aussagewert von Risikostudien

In den sicherheitstechnischen Risikostudien zur Kernenergie werden auf der Grundlage des aktuellen Wissens vorausschauende Aussagen über mögliche, aber bisher noch nicht beobachtete seltene Unfallabläufe erarbeitet und dazu bestimmte Schäden mit den zugehörigen Eintrittswahrscheinlichkeiten abgeschätzt. Eine wesentliche Aufgabe quantitativer Risikostudien besteht darin, die Faktoren, welche diese Unsicherheiten verursachen, zu identifizieren und ihren Einfluß auf die Aussagesicherheit der Ergebnisse abzuschätzen.

In den vorliegenden quantitativen Risikostudien zu Kernkraftwerken werden Häufigkeiten und Auswirkungen von Unfällen soweit wie möglich mit quantifizierten Vertrauensbereichen angegeben.

Die für Risikoanalysen erforderlichen Parameter können jedoch nicht immer objektiv festgelegt werden. Dann hängt es von den Erfahrungen des Risikoanalytikers und seinen Fähigkeiten ab, physikalische Phänomene und anlagentechnische Einzelheiten zu beurteilen (engineering judgement). Auch in solchen Fällen können Vertrauensbereiche angegeben werden. Sie sind dann jedoch — wie in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" und der „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300" der GRS geschehen — als subjektive Vertrauensbereiche anzugeben.

In komplexen Mensch-Maschine-Systemen, wie zum Beispiel in Kernkraftwerken, ist eine große Zahl von Störungen denkbar. Es ist weder möglich, noch ist es erforderlich, jede dieser Störungen zu analysieren. Vielmehr ist es ausreichend, die „dominierenden" Störfälle als „Einhüllende" auch für andere Störfälle zu untersuchen. Ihre Auswahl unterliegt einem — subjektiven — Entscheidungsprozeß der beteiligten Risikoanalytiker. Sie erfolgt unter Berücksichtigung — vorrangig — der Eintrittswahrscheinlichkeiten der Ereignisse und ihrer nicht zu vernachlässigenden Folgen.

Die Vernachlässigung von extrem unwahrscheinlichen Ereignisabläufen führt angesichts des nur in endlichem Ausmaß möglichen Aufwandes bei der Gestaltung von Sicherheitseinrichtungen zu der methodischen Frage, wo die Grenze zu ziehen ist, die die „nicht zu vernachlässigenden" von den „zu vernachlässigenden" Ereignissen trennt.

Um zu vermeiden, daß Unsicherheiten, fehlende Kenntnisse oder unterschiedliche Ansichten der Risikoanalytiker zur Unterschätzung der Eintrittswahrscheinlichkeiten und der Schadensausmaße von Unfällen führen, werden an vielen Punkten der Analysen pessimistische („konservative") Annahmen in geeigneter Weise und mit dem Ziel gemacht, im Ergebnis das Risiko nicht zu unterschätzen. Wenn jedoch Parameter grundsätzlich in extremer Weise zur ungünstigen Seite hin angenommen beziehungsweise selbst wissenschaftlich abgesicherte Parameter mit unbegründeten Zuschlägen versehen werden, kommt es im Ergebnis zu einer derart starken Überschätzung des Risikos, daß eine Bewertung nicht mehr möglich ist.

Bei Fehlerbaumanalysen kommt es darauf an, alle wesentlichen funktionellen Zusammenhänge, die zum Ausfall der Systeme führen können, möglichst vollständig zu erfassen und richtig in den Fehlerbaum abzubilden. Letzteres erfordert detaillierte Kenntnisse über und ein großes Verständnis für die Funktionsweise der Systeme.

Die Güte des verfügbaren Datenmaterials über Ausfallraten von Komponenten und Bauteilen bestimmt ganz wesentlich die Aussagesicherheit der quantitativen Ergebnisse von Fehlerbaumanalysen. Diese Ausfallraten müssen in vielen Fällen aus den mit anderen Systemen oder Technologien vorliegenden Erfahrungen — soweit die Systeme mit denen in Kernkraftwerken vergleichbar sind — abgeschätzt werden, weil auch trotz der seit längerem betriebenen Kernkraftwerke ausreichende Datensätze nicht verfügbar sind. Letzteres ist nicht zuletzt auf die hohe Zuverlässigkeit dieser Anlagen zurückzuführen.

Eine spezielle Aufgabe bei Fehlerbaumanalysen besteht in der Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit von „Common-Mode-Ausfällen". Das sind Ausfälle, die auf eine gemeinsame Ursache zurückzuführen sind und die sich in redundanten Systemen durch einen gleichzeitigen Ausfall dieser Systeme auswirken können. Hiergegen gibt es eine Reihe sehr wirksamer Maßnahmen, wie zum Beispiel die räumliche Trennung der Systeme, getrennte Energieversorgung, unterschiedliche Ausstattung und Konstruktion der Systeme, Wahl verschiedener Hersteller für sich entsprechende Teilsysteme, Komponenten und Bauteile, zeitlich unterschiedlich gestaffelte Inspektionen und Wartungsarbeiten und anderes mehr.

Common-Mode-Ausfälle resultieren überwiegend aus anlagenspezifischen Gegebenheiten. Erfahrungen aus anderen Technologien lassen sich daher nur mit Vorbehalt übernehmen.

Ursachen für Common-Mode-Ausfälle können durch detaillierte Fehlerbaumanalysen erkannt und dann mit technischen Mitteln beseitigt werden. Zur Quantifizierung der Wahrscheinlichkeit des Ausfalls aller Stränge eines redundanten Systems durch Common-Mode-Ausfälle sind mehrere Methoden entwikkelt worden, die alle darauf hinauslaufen, einen gewissen Bruchteil aller Einzelfehler pauschal als Common-Mode-Ausfälle zu berücksichtigen.

Werden Ereignisablauf- und Fehlerbaumanalysen nur auf den rein technischen Teil des „Mensch-Maschine-Systems" beschränkt, so wird dem unter Umständen wesentlichen Einfluß, den der Mensch trotz des hohen Automatisierungsgrades auf das Geschehen haben kann, nicht Rechnung getragen. Der Mensch könnte durch fehlerhafte Handlungen Störfälle auslösen, er kann aber auch — wie vielfach belegt werden kann — bei ganz ungewöhnlichen Ereignissen schwere Unfälle verhindern. Allerdings dür-

fen die Möglichkeiten des Menschen, schwere Störfälle auszulösen, nicht überbewertet werden, weil die Sicherheitseinrichtungen so ausgelegt und gestaffelt sind, daß ihre Wirksamkeit letzten Endes durch menschliche Fehlhandlungen nicht vollständig aufgehoben werden kann. Es ist allgemein anerkannt, daß das deutsche Sicherheitskonzept für Kernkraftwerke ein besonders engmaschiges Schutznetz auch gegen menschliche Fehlhandlungen darstellt.

Menschliche Entscheidungen und Handlungen spielen auch dann eine Rolle, wenn es gilt, die Auswirkungen eines Unfalls durch außerhalb der Anlage zu treffende Maßnahmen zum Schutz der Bevölkerung einzugrenzen (Katastrophenschutzmaßnahmen). Dabei kommt es nicht zuletzt auch auf das Verhalten der betroffenen Bevölkerung an. Jedenfalls ist die Wechselwirkung menschlicher Handlungen mit technischen Systemen vielfältig und dürfte kaum vollständig durch ein realistisches Modell erfaßbar sein.

5. Zur Relevanz der Frage nach absoluten Schadensobergrenzen

Im voranstehenden Kapitel wurde bereits dargelegt, daß die Auswahl der „dominierenden" Ereignisabläufe nach der Eintrittswahrscheinlichkeit der Ereignisse und ihren Folgen geschieht. Angesichts des bei der Gestaltung von Sicherheitseinrichtungen immer nur in endlichem Ausmaß möglichen Aufwandes ist diese Vorgehensweise vernünftig. Im übrigen drückt eine sehr geringe Eintrittswahrscheinlichkeit für ein unerwünschtes Ereignis ja umgekehrt immer eine sehr hohe Zuverlässigkeit des betrachteten Systems dafür aus, daß es in der Lage ist, das unerwünschte Ereignis zu verhindern.

Diese Vorgehensweise wirft dann die methodische Frage auf, wo die Grenze zu ziehen ist, die die „nicht zu vernachlässigenden" von den „zu vernachlässigenden" Ereignissen trennt. Diese Grenzziehung unterliegt einem subjektiven Entscheidungsprozeß, das heißt die Richtigkeit der Entscheidungen, die in Beantwortung der Frage getroffen werden, ist nicht beweisbar.

Eine „absolute Schadensobergrenze" ist prinzipiell — auch außerhalb der Kerntechnik — nicht angebbar. Auch von daher ist es unumgänglich, daß Schadensausmaße stets in Verbindung mit ihrer Wahrscheinlichkeit bewertet werden.

6. Risikobeiträge infolge Einwirkungen Dritter und Krieg

Für Einwirkungen Dritter auf Kernkraftwerke sind unterschiedliche Motivationen, Zielsetzungen und Arten der Tatausführung denkbar. Bei diesen Ereignissen handelt es sich nicht um statistische Vorgänge, sondern um willentliche Akte. Die Ermittlung des Risikobeitrages infolge Einwirkungen Dritter muß deshalb methodisch anders erfolgen als die Ermittlung des störfallbedingten Risikos. Eine gewisse Parallelität hierzu ist insofern aber noch dadurch gegeben, daß sich das Schadensereignis als Kombination von Einzelereignissen beschreiben läßt. Dieser andere methodische Ansatz ist dadurch gekennzeichnet, daß die Häufigkeit des auslösenden Ereignisses bei technischen Störungen der — nicht ermittelbaren — Wahrscheinlichkeit entspricht, daß eine Einwirkung stattfindet; und der Wahrscheinlichkeit für das Versagen von Sicherheitseinrichtungen im Falle technischer Störungen entspricht die Wahrscheinlichkeit, daß bei einem Anschlag die zu dessen Abwehr vorgesehenen Sicherungsmaßnahmen durchbrochen und die aus allgemeinen sicherheitstechnischen Überlegungen resultierenden Barrieren beschädigt werden.

Das Risiko infolge Einwirkungen Dritter kann nur qualitativ beschrieben werden. Daraus folgt, daß dieses Risiko nicht unmittelbar mit dem störfallbedingten Risiko vergleichbar ist.

Nach dem Atomgesetz ist bei allen Kernkraftwerken — unabhängig vom Reaktortyp — ein Schutz gegen Einwirkungen Dritter erforderlich. Die Nachweise zeigen, daß die Sicherheit in solchen Fällen gewährleistet ist.

Ernsthafte Anschläge durch Dritte gegen in Betrieb befindliche Kernkraftwerke sind bisher noch nicht beobachtet worden. Anhaltspunkte für ein besonderes Risiko infolge Einwirkungen Dritter liegen nicht vor.

Analoges gilt auch für den Schutz gegen kriegerische Einwirkungen. Gleichwohl wird auch diesem Gesichtspunkt bei der Auslegung in gewissem Umfang durch das integrierte bauliche Schutzkonzept gegen Einwirkungen von außen Rechnung getragen.

3. Die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“

vorgelegt von:

Abg. L. Gerstein (CDU/CSU)
Abg. R. Kraus (CDU/CSU)
Abg. Prof. Dr.-Ing. K. H. Laermann (FDP)
Abg. Dr. L. Stavenhagen (CDU/CSU)
Prof. Dr. A. Birkhofer
Prof. Dr. W. Häfele
Prof. Dr. H. Michaelis
Prof. Dr. H. K. Schneider
Dr. W. Stoll

1. Auftrag

Gemäß Antrag der Fraktionen der SPD und FDP — Drucksache 9/504 vom 25. Mai 1981 — hat die Kommission im Hinblick auf den SNR 300 den Auftrag,

> „die von der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des 8. Deutschen Bundestages empfohlenen Gutachten zum SNR 300 (Obergrenze bei Bethe-Tait-Exkursionen, risikoorientierte Studie) auszuwerten und eine Empfehlung zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 bis zum 31. Juli 1982 zu erarbeiten.“

Am 29. April 1982 hat der Deutsche Bundestag — wiederum auf Antrag der Fraktionen der SPD und FDP — Drucksache 9/1600 (neu) — beschlossen, den Abgabetermin für die Empfehlung auf den 23. September 1982 zu verschieben.

2. Zusammensetzung der Kommission

Die drei Fraktionen haben folgende Mitglieder des Deutschen Bundestages für die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ benannt:

CDU/CSU-Fraktion:	Abg. L. Gerstein Abg. R. Kraus Abg. Dr. L. Stavenhagen
SPD-Fraktion:	Abg. Dr. K. Kübler Abg. P. W. Reuschenbach Abg. H. B. Schäfer (Offenburg)
FDP-Fraktion:	Abg. Prof. Dr.-Ing. K. H. Laermann

Ferner wurden von den Fraktionen als Sachverständige benannt:

Prof. Dr. Dr. G. Altner
Institut für Angewandte Ökologie
Freiburg

Prof. Dr. A. Birkhofer
Technische Universität München
(Reaktordynamik und Reaktorsicherheit)

Prof. Dr. D. von Ehrenstein
Universität Bremen
(Atom- und Kernphysik)

Prof. Dr. W. Häfele
Vorstandsvorsitzender der
Kernforschungsanlage Jülich

Prof. Dr. K. M. Meyer-Abich
Universität Essen
(Naturphilosophie)

Prof. Dr. H. Michaelis
Universität Köln
(Energiewirtschaft und Energiepolitik)

A. Pfeiffer
Mitglied des Vorstandes des
Deutschen Gewerkschaftsbundes
Düsseldorf

Prof. Dr. H. K. Schneider
Universität Köln
(Energiewirtschaft und Energiepolitik)

Dr. W. Stoll
Geschäftsführer der Alkem GmbH
Hanau

Die Kommission wurde am 15. Juni 1981 konstituiert. Zum Vorsitzenden bestimmte die Kommission einstimmig den Abg. H. B. Schäfer (Offenburg) (SPD). Der Abg. Dr. L. Stavenhagen (CDU/CSU) wurde einstimmig zum Stellvertretenden Vorsitzenden bestimmt.

3. Arbeitsweise der Kommission

Die Verwaltung des Deutschen Bundestages stellte der Kommission wiederum ein Sekretariat mit einem wissenschaftlichen Stab zur Verfügung. Das Sekretariat wird von Reg.-Dir. Dr. K. Schmölling geleitet. Die Mitarbeiter im wissenschaftlichen Stab sind: Dipl.-Ing. D. Faude, Ing.-grad. H. W. Gabriel, Dr. H. Grupp, Dr. M. Recker, Dr. M. Schneider und Dr. H.-J. Wagner. Im Sekretariat sind weiterhin tätig die Sachbearbeiter OAR W. Wippern und AR W. Bauer sowie die Verwaltungsangestellten Frau K. Schorn und Frau B. Rott.

Auf Einladung der Kommission haben die Bundesregierung und die Länderregierungen jeweils einen leitenden Beamten als ständigen Ansprechpartner für die Kommission benannt.

Die Kommission hat das gesamte, vom Deutschen Bundestag aufgegebene Arbeitsprogramm — Drucksache 9/504 — in sechs Arbeitsfelder aufgeteilt und zur Vorbereitung der Kommissions-Sitzungen sechs Unterkommissionen gebildet.

Die Auswertung der drei Studien zum SNR 300 erfolgte im Arbeitsfeld 1. Mitglieder der Unterkommission 1 waren:

Abg. R. Kraus (CDU/CSU)
Abg. Dr. K. Kübler (SPD)

Abg. P. W. Reuschenbach (SPD)
Abg. H. B. Schäfer (Offenburg) (SPD)
Prof. Dr. Dr. G. Altner
Prof. Dr. A. Birkhofer
Prof. Dr. D. von Ehrenstein
Prof. Dr. W. Häfele
Dr. W. Stoll

4. Beratungsverlauf

Die Kommission führte in der Zeit vom 15. Juni 1981 bis zum 24. September 1982 zu Arbeitsfeld 1 16 Kommissions-Sitzungen durch. Eine dieser Sitzungen fand in Kalkar statt und war mit einer Besichtigung der Baustelle des SNR 300 verbunden. Zusätzlich fanden vier Sitzungen der Unterkommission 1 statt.

An 11 Sitzungstagen hörte die Kommission in nichtöffentlichen Anhörungen externe Sachverständige zu bestimmten Aspekten des Themenbereichs SNR 300. Im einzelnen wurden gehört:

- Zur Studie „Kritische Bewertung der Literatur zu hohen Energiefreisetzungen bei hypothetischen Störfällen in natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren" des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KfK):
  - am 28. Januar 1982 — die Autoren der Studie (KfK)
  - am 18. März 1982 — Prof. Dr. Maier-Leibnitz, Donderer und die Autoren (KfK)
  - am 3. Juni 1982 — Dr. Cochran (USA), Dr. Loewenstein (USA) und die Autoren (KfK)
- Zu den Studien „Risikoorientierte Analyse zum SNR 300" der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) und der Forschungsgruppe Schneller Brüter (FGSB):
  - am 28. Januar 1982 — die Autoren der Studien (GRS, FGSB)
  - am 8. Februar 1982 — (Unterkommissionssitzung) die Autoren der Studien (GRS, FGSB)
  - am 11. Februar 1982 — (Unterkommissionssitzung) die Autoren der Studien (GRS, FGSB), Vertreter des Bundesministers für Forschung und Technologie und des Kernforschungszentrums Karlsruhe
  - am 26. Februar 1982 — die Autoren der Studien (GRS, FGSB), Vertreter des Bundesministers für Forschung und Technologie und des Kernforschungszentrums Karlsruhe
  - am 18. Mai 1982 — die Autoren der GRS-Studie
  - am 3. Juni 1982 — die Autoren des FGSB-Zwischenberichtes
  - am 13. September 1982 — die Autoren des FGSB-Endberichts, die Autoren der GRS-Studie
- Zum Stand des Genehmigungsverfahrens für den SNR 300
  - am 26. Februar 1982 — die Genehmigungsbehörde des Landes Nordrhein-Westfalen
- Zu einer vom Kernforschungszentrum Karlsruhe für den Bundesminister für Forschung und Technologie angefertigten Studie „SNR 300/Bestandsaufnahme 1980"
  - am 19. März 1982 — Parlamentarischer Staatssekretär Stahl (BMFT) und die Genehmigungsbehörde des Landes Nordrhein-Westfalen
- Anläßlich des Besuchs der Kommission auf der Baustelle des SNR 300 in Kalkar
  - am 10. Mai 1982 — Vertreter des Kreises Kleve, der Stadt Kalkar sowie von Bürgerinitiativen
- Zur amerikanischen Sicht der Brutreaktorsicherheit (Informationsgespräche einer Parlamentarier-Delegation)
  - am 17. August 1982 — Wissenschaftler des Los Alamos National Laboratory
  - am 18. August 1982 — Wissenschaftler der Sandia National Laboratories
  - am 19. August 1982 — Vertreter der Nuclear Regulatory Commission
- Zu experimentellen Ergebnissen im Bereich der Brutreaktorsicherheitsforschung
  - am 10. September 1982 — Dr. Walker, Sandia National Laboratories, Vertreter des Kernforschungszentrums Karlsruhe

4. Die Erfüllung der Kommissions-Empfehlungen von 1980

vorgelegt von:

Abg. L. Gerstein (CDU/CSU)
Abg. R. Kraus (CDU/CSU)
Abg. Prof. Dr.-Ing. K. H. Laermann (FDP)
Abg. Dr. L. Stavenhagen (CDU/CSU)
Prof. Dr. A. Birkhofer
Prof. Dr. W. Häfele
Prof. Dr. H. Michaelis
Prof. Dr. H. K. Schneider
Dr. W. Stoll

1. Der Auftrag des Deutschen Bundestages geht auf sinngemäß teilweise übereinstimmende Empfehlungen sowohl der Mehrheit als auch der Minderheit der Enquete-Kommission der 8. Legislaturperiode zurück, wonach zunächst zwei Studien angefertigt werden sollten, damit die Kommission eine Basis für eine breitgetragene Empfehlung zur politischen Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme des SNR 300 habe. Bei diesen Studien handelt es sich um eine

(1) Übersicht über diejenige wissenschaftliche Literatur, in der für die mechanisch wirksame Energie, die bei einer nuklearen Leistungsexkursion freigesetzt werden kann, mehr als 370 MJ (das ist der Auslegungswert für den SNR 300) ermittelt wurden,

sowie um eine

(2) risikoorientierte Analyse zum SNR 300.

Der Literaturstudie (1) sollten Stellungnahmen von Wissenschaftlern mit unterschiedlicher Haltung zur Nutzung der Kernenergie beigefügt, und an der risikoorientierten Analyse (2) sollten Wissenschaftler mit unterschiedlichen Meinungen zum Schnellen Brüter beteiligt werden.

2. Am 11. Februar 1981 hat der Kabinettsausschuß für die friedliche Nutzung der Kernenergie den Bundesminister für Forschung und Technologie beauftragt, die Studien durchführen zu lassen.

3. Die Literaturstudie (1) wurde vom Kernforschungszentrum Karlsruhe unter dem Titel

„Kritische Bewertung der Literatur zu hohen Energiefreisetzungen bei hypothetischen Störfällen in natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren"

angefertigt und der Kommission im Januar 1982 vorgelegt (Kommissions-Vorlage I/K/6). Ihre Autoren trugen die Ergebnisse in der 11. Kommissions-Sitzung am 28. Januar 1982 vor.

Die Kommission beschloß, hierzu Stellungnahmen von Wissenschaftlern mit unterschiedlicher Haltung zur Nutzung der Kernenergie einzuholen. Ein Teil der Kommission benannte Herrn R. Donderer, Bremen, und Herrn Dr. Thomas B. Cochran, Senior Staff Scientist with the Natural Resources Defense Council, Inc. (NRDC), USA.

Ein anderer Teil der Kommission benannte Herrn Prof. Dr. H. Maier-Leibnitz, emeritierter Professor für Technische Physik an der Technischen Universität München, und Herrn Dr. Walter B. Loewenstein, Deputy Director of the Nuclear Power Division of the Electric Power Research Institute (EPRI) in the USA.

Einvernehmlich einigte sich die Kommission, auch Herrn Prof. Dr. H. Bethe aus den USA einzuladen, der zusammen mit dem Physiker J. A. Tait vor über 25 Jahren die theoretischen Grundlagen zur Behandlung der nach ihnen benannten nuklearen Leistungsexkursion in schnellen Brutreaktoren geschaffen hat.

Die Anhörung der Herren Donderer und Prof. Dr. Maier-Leibnitz fand in der 15. Kommissions-Sitzung am 18. März 1982 statt. Die beiden amerikanischen Sachverständigen standen der Kommission in deren 21. Sitzung am 3. Juni 1982 zur Verfügung. Herr Prof. Dr. Bethe konnte aus persönlichen Gründen nicht nach Deutschland kommen, er gab aber auf Bitte des Sekretariats eine kurze schriftliche Stellungnahme ab.

4. Der Bundesminister für Forschung und Technologie hatte im März 1981 Herrn Prof. Dr. A. Birkhofer, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, gebeten, die Durchführung der risikoorientierten Analyse zum SNR 300 (2) zu übernehmen. Hinsichtlich der Beteiligung von Wissenschaftlern mit unterschiedlichen Meinungen zum Schnellen Brüter wurde in Absprache mit dem Vorsitzenden der Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages, Herrn R. Ueberhorst, dem BMFT folgendes Vorgehen vorgeschlagen und von diesem auch akzeptiert:

Die Leitung des Gesamtvorhabens liegt bei Prof. Dr. A. Birkhofer, GRS. Die GRS übernimmt die Federführung für eine in sich geschlossene Studie.

Die empfohlene Beteiligung von Wissenschaftlern mit unterschiedlichen Meinungen zum Schnellen Brüter wird dadurch erreicht, daß unter einer eigenen fachlichen und organisatorischen Leitung — also nicht unter Verantwortung der GRS — Zusatzuntersuchungen zu ausgewählten Fragestellungen durchgeführt werden.

Auf Vorschlag von Herrn R. Ueberhorst wurde — formal im Unterauftrag der GRS — Herr Prof. Dr. J. Benecke, Max-Planck-Institut für Physik und Astrophysik, München, mit der Durchführung dieser Untersuchungen beauftragt.

Daraufhin wurde die Forschungsgruppe Schneller Brüter e. V. (FGSB) gegründet, in der die Wissenschaftler zusammengeschlossen sind, die den an Herrn Prof. Dr. Benecke ergangenen Auftrag bearbeiten.

Im November 1981 wurde der Kommission bekannt, daß Schwierigkeiten bei der Durchführung der FGSB-Arbeiten dazu führen könnten, daß die Risikoorientierte Analyse der Kommission nicht termin-

gerecht vorgelegt wird. Die Kommission hat daraufhin einvernehmlich die Notwendigkeit bekräftigt, daß ihr die Risikoorientierte Analyse bis zum 30. April 1982 vorgelegt werden müsse, weil sie ihrerseits den 31. Juli 1982 als Termin für die Abgabe der Empfehlung einhalten wollte. Außerdem erbat sie von den Studiennehmern einen Bericht über den Stand ihrer Arbeiten, der in der Sitzung am 28. Januar 1982 erstattet wurde. Dabei versicherten sowohl die GRS als auch die FGSB, daß die Risikoorientierte Analyse am 30. April vorgelegt werde.

Um die Termine einhalten zu können, haben es die Kommission wie auch der Bundesminister für Forschung und Technologie für zweckmäßig gehalten, alles Notwendige zu tun, die Schwierigkeiten der FGSB, soweit sie technischer Art waren, aus dem Weg zu räumen. Herr Prof. Dr. Benecke hat daraufhin der Kommission mehrmals bestätigt — zuletzt Ende Februar 1982 —, daß er seine Studienergebnisse am 30. April 1982 abliefern werde.

Die Kommission war daher überrascht, als am 4. März 1982 einige Mitarbeiter der FGSB, also nicht Herr Prof. Dr. Benecke, ein neues Arbeitsprogramm vorlegten und von der Kommission eine Verschiebung des Termins für die Abgabe des von der FGSB übernommenen Teils der Risikoorientierten Analyse auf Ende September 1982 begehrten. Ein Kommissionsmitglied machte sich dieses in Form eines Antrages mit dem Ziel zu eigen, die Kommission möge beim Deutschen Bundestag eine Verlängerung der ihr für die Abgabe der Empfehlung gesetzten Frist bis Ende September erwirken.

Dieser Antrag hatte — nicht zuletzt in Entsprechung einer Stellungnahme des Bundesministers für Forschung und Technologie — einen Gegenantrag der Abgeordneten der CDU/CSU zur Folge. Danach sollte die Kommission zum einen an dem ursprünglichen Termin festhalten. Zum anderen sollte aber der FGSB Gelegenheit zur Weiterarbeit auch nach dem 30. April gegeben werden, und ihre Ergebnisse hätten in die ständigen Beratungen der Kommission laufend einfließen sollen.

Beide Anträge erzielten in der Kommission keine Mehrheit. Deshalb kam es zu einer Debatte im Deutschen Bundestag, wo die Fraktionen der SPD und FDP einen entsprechenden Antrag auf Fristverlängerung — Drucksache 9/1600 (neu) — eingebracht hatten. Dieser Antrag fand die Mehrheit. Als Abgabetermin für die Empfehlung wurde der 23. September 1982 festgesetzt. Ein Gegenantrag der CDU/CSU-Fraktion — Drucksache 9/1601 (neu) — wurde in derselben Sitzung abgelehnt.

Weiterhin wurde festgesetzt, daß die FGSB ihre Untersuchungsergebnisse bis 6. September 1982 vorgelegt haben muß.

5. Die GRS erfüllte ihre Zusage zum 30. April 1982 mit der Vorlage der

„Risikoorientierten Analyse zum SNR 300 — Bericht der GRS" (GRS-A-700; April 1982)

beim Auftraggeber, dem Bundesminister für Forschung und Technologie. In der 20. Sitzung der Kommission am 18. Mai 1982 wurden die Ergebnisse vorgetragen (Kommissions-Vorlage I/K/33).

6. Die FGSB legte dem Vorsitzenden der Kommission mit Schreiben vom 7. Mai 1982 nur einen Zwischenbericht vor. Sein Inhalt wurde der Kommission in deren 23. Sitzung am 1. Juni 1982 erläutert (Kommissions-Vorlage I/K/34).

7. Der Endbericht der FGSB (Kommissions-Vorlage I/K/68) erreichte den Bundesminister für Forschung und Technologie am 6. September 1982 (Band 1) bzw. am 13. September 1982 (Band 2). In der an diesem Tage durchgeführten Kommissions-Sitzung trug die FGSB ihre Ergebnisse vor. Da diese vielfach in einer Kritik der von der GRS angefertigten „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300" (vgl. oben Punkt 5) bestanden, wurde der GRS in derselben Sitzung Gelegenheit zur Stellungnahme gegeben.

8. Angesichts der vorstehend geschilderten Terminsituation sah sich die GRS außerstande, dem Wunsch des BMFT nachzukommen, den Bericht der FGSB zu integrieren.

9. Der Vorsitzende der Kommission hat deshalb am 2. und 3. September 1982 beide Studiennehmer nach Garching eingeladen, um in intensiver Diskussion herauszuarbeiten, in welchen Punkten ihre Ergebnisse voneinander abweichen und welches die Gründe dafür sind. Kommissions-Mitglieder hatten die Möglichkeit zur Teilnahme an dieser Veranstaltung.

10. Schließlich führten die von der FGSB durchgeführten Arbeiten zu ausführlichen Stellungnahmen nicht nur der GRS, sondern auch des Herstellers des SNR 300, der Firma INTERATOM.

II. a 2) Sondervotum zur Begründung der Empfehlung

vorgelegt von

Abg. Peter W. Reuschenbach (SPD)
A. Pfeiffer

Die grundsätzliche Bejahung des technischen Wandels in großer Breite ist ein mitentscheidender Faktor für die Erhaltung und mögliche Hebung des allgemeinen Lebensstandards und die Erleichterung der menschlichen Arbeit. Der technische Wandel muß jedoch dem Gesamtwohl dienen.

Aus dieser Grundeinstellung leiten wir unsere Position zum SNR 300 ab. Sie enthält ohne Zweifel ein gewisses Maß an subjektiver Einschätzung, Mut zur Technologieentwicklung und die damit zwangsläufig verbundene Risikobereitschaft. Diese Position ist durch folgende Grundsätze gekennzeichnet:

— Die Inbetriebnahme des SNR 300 ist hinsichtlich der Betriebssicherheit politisch verantwortbar.

— Beim SNR 300 handelt es sich um ein Forschungs- und Entwicklungsprojekt, woraus sich zwangsläufig eine größere Beurteilungsunsicherheit ergibt als bei kommerzialisierten Anlagen.

— Die größere Beurteilungsunsicherheit bedingt, daß Inbetriebnahme und Betrieb des SNR 300 mit einer Sorgfalt durchgeführt werden, die noch über das für die Kernenergie schon übliche hohe Maß hinausgeht.

— Mit der Empfehlung für die Inbetriebnahme dieses Forschungs- und Entwicklungsprojektes ist keine Entscheidung über die Kommerzialisierung der Baulinie vorweggenommen. Diese Entscheidung muß unter Abwägung ihrer Vorteile und Risiken und wegen ihres nachhaltigen Einflusses auf Energieversorgungsstrukturen und wirtschaftliche und gesellschaftliche Entwicklungen sorgfältig vorbereitet werden. Für diese Entscheidung setzen wir voraus, daß die von der Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages gegebenen Empfehlungen zum Energiesparen und zur Technologieentwicklung zügig in Angriff genommen werden.

— Verschiedentlich vorgetragene weitere Inbetriebnahmebedingungen sollten hinsichtlich ihrer sicherheitsfördernden Wirkung und Projektverträglichkeit geprüft und ggf. übernommen werden.

Bei der Bewertung der im Laufe der Kommissionsarbeit vorgelegten Studien, Analysen und Beschlußvorlagen sowie der sich darüber ergebenden Diskussionen tauchte die Frage auf, mit welcher Bandbreite sich das aus dem Betrieb des SNR 300 ergebende Risiko überhaupt ermitteln läßt und wie Vergleiche zu Leichtwasserreaktoren gezogen werden können. Drei Arbeitskomplexe der Kommission mögen hierfür aufgegriffen werden:

— In der Studie des Projektkomitees SNR 300 werden durch Kernforschung, Betreiber und Hersteller technische und administrative Fragen aufgegriffen, die sich mit Art und Umfang der Erfüllbarkeit der nach dem Atomgesetz erforderlichen Schadensvorsorge bei einem seit zehn Jahren im Bau befindlichen Entwicklungsprojekt (SNR 300) beschäftigen. Da über die unbestimmten Rechtsbegriffe des Atomgesetzes ältere wie auch neuere im Betrieb befindliche Nuklearanlagen sicherheitsmäßig erfaßt werden, müssen auch Entwicklungsprojekte mit relativ langen Bauzeiten an diesem Maßstab gemessen werden.

— Aus den Arbeiten über die Obergrenze der Energiefreisetzung kann gefolgert werden, daß eine Grenzziehung für die Energiefreisetzung, welche wichtige Schutzbarrieren zerstören kann, nicht nur auf naturgesetzlichen Prinzipien beruht. Diese Feststellung verlangt zunehmend Beachtung, wenn wesentliche Steigerungen des Schadenspotentials auftreten, die sich mit Eintrittswahrscheinlichkeiten nicht einfach kompensieren lassen. Deshalb ist eine Sorgfalt erforderlich, die über das schon übliche hohe Maß hinausgehen muß.

— Die risikoorientierten Studien der GRS und der FGSB verbreitern die bisherige Sicherheitsdiskussion und stellen eine wertvolle Dokumentation des Wissensstandes dar. Bezüglich der technikbedingten anlageninternen Störfälle erbringen sie unter Berücksichtigung der Aussageunsicherheiten etwa gleiche Risikoergebnisse für den SNR 300 und *einen* Leichtwasserreaktor (LWR).

  Unterschiede in der Sicherheitsbewertung von SNR 300 und LWR werden nur dann deutlich, wenn man Einwirkungen berücksichtigt, z. B. durch Dritte, infolge derer die technischen Barrieren durchstoßen werden und das höhere Schadenspotential des SNR-Kerns zum Tragen käme. Unter Risikogesichtspunkten gegenläufige Effekte, wie höherer technischer Aufwand zum Einschließen der Schadstoffe oder mehr Sorgfalt beim Betrieb, sind zwar ansetzbar, aber nur schwer zu quantifizieren. Es ist deshalb die vorsichtige Bewertung vertretbar, daß das gesamte Risiko aus dem Betrieb des SNR 300 in der gleichen Bandbreite liegt wie jenes der im Betrieb befindlichen Leichtwasserreaktoren. Damit ist weder eine Hochrechnung auf z. B. zehn Leichtwasserreaktoren noch eine vergleichende Begrenzung auf einen Leichtwasserreaktor zulässig. Die Wahrheit wird dazwischen liegen.

  Es wird daran erinnert, daß die erste Enquete-Kommission die im Betrieb befindlichen Leichtwasserreaktoren sicherheitsmäßig akzeptiert hat; dies schließt die Akzeptanz des Schadenspotentials ein.

II. b) Begründung der Empfehlung der Minderheit

von

Abg. Dr. K. Kübler (SPD)
Abg. H. B. Schäfer (Offenburg) (SPD)
Prof. Dr. Dr. G. Altner
Prof. Dr. D. von Ehrenstein
Prof. Dr. K. M. Meyer-Abich

1 Auftrag und Durchführung

1.1 Entstehung, Auftrag und Zusammensetzung

1.2 Zusammenfassung von Ergebnissen und Empfehlungen der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages zum SNR 300

1.3 Parlamentarische Behandlung der Empfehlungen der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages zum SNR 300

1.4 Fortschritte im Genehmigungsverfahren des SNR 300 seit 1980

1.5 Die Studien zum SNR 300

1.6 Beratungsverlauf

1.7 Selbstverständnis der Kommission

1.1 Entstehung, Auftrag und Zusammensetzung

1. Im Zusammenhang mit der Beratung der zweiten Fortschreibung des Energieprogramms der Bundesregierung beschloß der 8. Deutsche Bundestag auf seiner 125. Sitzung am 14. Dezember 1978 auf Empfehlung des Ausschusses für Wirtschaft (Drucksache 8/2370):

> „Hinsichtlich der Entwicklung der Schnell-Brüter-Technologie sollen der Bau des Prototyps SNR 300 und die begleitenden Forschungsarbeiten, einschließlich der sich daraus eventuell ergebenden Modifikationen, fortgesetzt werden, um eine endgültige Entscheidung über die Einführung oder Nichteinführung dieses Reaktortyps auf einer besseren Wissensbasis und anhand präziser Kriterien treffen zu können. Angesichts der noch bestehenden Bedenken erwartet der Deutsche Bundestag, *daß vor einer möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 erneut eine Entscheidung des Deutschen Bundestages aufgrund einer grundsätzlichen politischen Debatte herbeigeführt wird.**) Dies gilt auch für den Fall, daß der Prototyp mehr spaltbares Material erbrüten soll, als er verbraucht. Eine Entscheidung über einen weiteren möglichen Schnellbrutreaktor (SNR 2) sollte erst nach ausreichenden Betriebserfahrungen mit der Prototypanlage erfolgen. Entsprechendes gilt auch für den Hochtemperaturreaktor.
>
> Zur Vorbereitung dieser Entscheidungen wird der Deutsche Bundestag eine Enquete-Kommission einsetzen, die diese Technologien und möglicherweise abgeänderte und modifizierte Konzeptionen eingehend untersucht."

2. Der 8. Deutsche Bundestag beschloß auf seiner 145. Sitzung am 29. März 1979 einstimmig die Einsetzung einer Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik". Grundlage hierfür war eine Beschlußempfehlung des Ausschusses für Forschung und Technologie (Drucksache 8/2628). Die Enquete-Kommission legte dem 8. Deutschen Bundestag am 27. Juni 1980 einen Bericht über den Stand ihrer Arbeit und die bisherigen Ergebnisse vor (Drucksache 8/4341 oder „Zur Sache" 1/80 und 2/80). Damit beendete die Kommission des 8. Deutschen Bundestages ihre Arbeit.

3. Mit der erneuten Einsetzung der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" gemäß § 56 der Geschäftsordnung durch Mehrheitsbeschluß des 9. Deutschen Bundestages in der 38. Sitzung am 26. Mai 1981 setzte der Deutsche Bundestag die Untersuchung von energiepolitischen Problembereichen fort. Die Wiedereinsetzung der Enquete-Kommission erfolgte auf Antrag der Fraktionen der SPD und FDP (Drucksache 9/504):

> „... Die Kommission baut ihre Arbeit auf den bisher erreichten Ergebnissen und Empfehlungen der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" auf. ...
>
> Die Kommission hat die Aufgabe, die zukünftigen Entscheidungsmöglichkeiten und Entscheidungsnotwendigkeiten unter ökologischen, ökonomischen, gesellschaftlichen und Sicherheits-Gesichtspunkten national wie international darzustellen und Empfehlungen für entsprechende Entscheidungen zu erarbeiten.
>
> Die Kommission hat insbesondere
>
> 1. die von der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages empfohlenen Gutachten zum SNR 300 (Obergrenze bei Bethe-Tait-Exkursion, risikoorientierte Studie) auszuwerten und eine Empfehlung zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 bis zum 31. Juli 1982 zu erarbeiten,
> 2. die möglichen alternativen Folgelinien des Leichtwasserreaktors, insbesondere den Schnellbrutreaktor und den Hochtemperaturreaktor, zusammen mit ihren notwendigen und möglichen Brennstoffkreisläufen zu bewerten und eine Empfehlung zur Reaktorstrategie und den dazugehörigen Brennstoffkreislauftechnologien für den Fall einer umfangreichen Kernenergienutzung (im Sinne von „Kernenergie II") zu erarbeiten,

---
*) Hervorhebung hinzugefügt.

3. die möglichen Auswirkungen verschiedener nationaler Energieversorgungsstrukturen auf das gesellschaftliche Leben, die Volkswirtschaft, die Umwelt und die Sicherheit von Gesundheit und Leben auch im Hinblick auf Krieg, Sabotage, Terror und plötzlichen Ausfall wichtiger Energieversorgungssysteme aufzuzeigen und mit Hilfe der „Kriterien zur Bewertung von Energiesystemen" Vorschläge zur Verhinderung von Fehlentwicklungen bei der Energieversorgung zu machen,
4. Nutzen und Risiken der Kernenergie für die weltweite Energieversorgung, insbesondere in den Entwicklungsländern, aufzuzeigen und Vorschläge für eine Verminderung der Proliferationsgefahr zu machen,
5. strittige Fragen zum Risiko der radioaktiven Strahlung bei der zivilen Kernenergienutzung aufzuzeigen und dazu Stellung zu nehmen.

Die Kommission soll die Ergebnisse ihrer Beratungen in einem Schlußbericht bis zum 31. Juli 1983 vorlegen."

4. Ergänzend hierzu verabschiedete der Deutsche Bundestag in seiner 97. Sitzung am 29. April 1982 mehrheitlich den Entschließungsantrag der SPD- und FDP-Fraktion (Drucksache 9/1600 neu):

„Für die Vorlage ihrer Empfehlung an den Deutschen Bundestag zur Inbetriebnahme des SNR 300 unter Sicherheitsgesichtspunkten (Drucksache 9/1147 Pkt. IV) wird der Enquete-Kommission eine Fristverlängerung bis spätestens 23. September 1982 eingeräumt. Die Beratungen der Empfehlung im Deutschen Bundestag sollen im Oktober 1982 abgeschlossen werden."

5. Ein Antrag der CDU/CSU-Fraktion (Drucksache 9/1601 neu) in der gleichen Sitzung, die Enquete-Kommission solle ihre Empfehlung zur Inbetriebnahme des SNR 300 vor der parlamentarischen Sommerpause 1982 vorlegen, wurde abgelehnt.

6. Die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" setzt sich aus 7 Abgeordneten der im Deutschen Bundestag vertretenen Parteien und 9 nicht dem Deutschen Bundestag oder der Bundesregierung angehörenden Sachverständigen zusammen.

Von den Fraktionen wurden folgende Mitglieder des Deutschen Bundestages für die Kommission benannt:

CDU/CSU-Fraktion:

Abg. L. Gerstein
Abg. R. Kraus
Abg. Dr. L. G. Stavenhagen

SPD-Fraktion:

Abg. Dr. K. Kübler
Abg. P. W. Reuschenbach
Abg. H. B. Schäfer (Offenburg)

FDP-Fraktion:

Abg. Prof. Dr.-Ing. K.-H. Laermann

Ferner benannten die Fraktionen als Sachverständige:

Prof. Dr. Dr. G. Altner
Institut für angewandte Ökologie
in Freiburg

Prof. Dr. A. Birkhofer
Technische Universität München
(Reaktordynamik und Reaktorsicherheit)

Prof. Dr. D. von Ehrenstein
Universität Bremen
(Atom- und Kernphysik)

Prof. Dr. W. Häfele
Kernforschungsanlage Jülich

Prof. Dr. K. M. Meyer-Abich
Universität Essen
(Naturphilosophie)

Prof. Dr. H. Michaelis
Universität Köln
(Energiewirtschaft)

A. Pfeiffer
Deutscher Gewerkschaftsbund
in Düsseldorf

Prof. Dr. H. K. Schneider
Universität Köln
(Energiewirtschaft)

Dr. W. Stoll
Alkem GmbH in Hanau

7. Die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" wurde am 15. Juni 1981 konstituiert. Zum Vorsitzenden bestimmte die Kommission einstimmig den Abgeordneten H. B. Schäfer (Offenburg) und den Abgeordneten Dr. L. Stavenhagen zum stellvertretenden Vorsitzenden.

8. Zu Beginn ihrer Beratung bildete die Kommission 6 Unterkommissionen, die für bestimmte Arbeitsfelder gemeinsame Vorlagen erarbeiteten und die Kommissionssitzungen vorbereiteten.

9. Die Unterkommission 1 hatte die Aufgabe, die vom 8. Deutschen Bundestag empfohlenen Gutachten zum SNR 300 (Obergrenze bei Bethe-Tait-Exkursion, risikoorientierte Studie) auszuwerten und eine Empfehlung zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 zu erarbeiten.

Aufgrund spezieller Kenntnisse und des besonderen Interesses von Kommissionsmitgliedern benannte die Kommission die folgenden Personen zu Mitgliedern der Unterkommission 1:

Abg. R. Kraus
Abg. Dr. K. Kübler
Abg. P. W. Reuschenbach
Abg. H. B. Schäfer (Offenburg)
Prof. Dr. Dr. G. Altner
Prof. Dr. A. Birkhofer
Prof. Dr. D. von Ehrenstein
Prof. Dr. W. Häfele
Dr. W. Stoll

10. Die Verwaltung des Deutschen Bundestages stellte der Kommission ein Sekretariat mit einem wissenschaftlichen Stab zur Verfügung. Die Leitung

des Sekretariats hatte RD Dr. K. Schmölling. Mitarbeiter im wissenschaftlichen Stab waren: D. Faude, H. W. Gabriel, Dr. H. Grupp, Dr. M. Recker, Dr. M. Schneider und Dr. H.-J. Wagner. Im Sekretariat waren weiterhin tätig die Sachbearbeiter OAR W. Wippern und AR W. Bauer sowie die VAe Frau B. Rott und VAe Frau K. Schorn.

11. Der vorliegende Zwischenbericht befaßt sich ausschließlich mit Punkt 1 des Kommissionsauftrages, nämlich eine Empfehlung zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 zu geben.

Zu den Problemen, die mit dem großtechnischen Einsatz Schneller Brüter auf sozialer, ökologischer und politischer Ebene verbunden sind, wird die Kommission in ihrem Abschlußbericht Stellung nehmen.

1.2 Zusammenfassung von Ergebnissen und Empfehlungen der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages zum SNR 300

12. In ihrem Bericht an den Deutschen Bundestag entwickelt die Kommission Schlußfolgerungen für eine Energiepolitik in den 80er Jahren. Der Mehrheit der Kommission erscheint es angezeigt, sich heute weder auf den endgültigen Ausbau der Kernenergie noch ausschließlich auf Entwicklungen zu verlassen, die einen Verzicht auf Kernenergie möglich machen könnten. „Angesichts der Logik der zwei Wege wird empfohlen, in den 80er Jahren eine Politik umzusetzen, die als rationale und faire Vermittlung beider Wege angelegt ist und deshalb auch von Befürwortern beider Wege mitgetragen werden kann. Dies setzt voraus, daß es zu einer fairen Konkurrenz kommt, deren Ergebnisse rational bewertbar sind." Unter der Voraussetzung, daß die von der Kommissionsmehrheit empfohlenen „Maßnahmen zur Technologieentwicklung, zum Energieeinsparen und zur Förderung der Nutzung erneuerbarer Energieträger zügig in Angriff genommen und durchgeführt werden, sollte etwa um 1990 geprüft werden, ob sich

— ein endgültiger Ausbau der Kernenergienutzung durch brütende Reaktorsysteme mit allen Konsequenzen als notwendig erweist,

— oder ob der Einsatz der Kernenergie auf nichtbrütende Reaktorsysteme begrenzt bleibt,

— oder ob jede Kernenergienutzung in Zukunft verzichtbar ist.

Im zweiten und dritten Fall wäre die Kernenergienutzung auf eine Übergangszeit beschränkt, im ersten Fall wäre sie endgültig".

13. Die Mehrheit der Kommission unterscheidet also 2 Phasen des Kernenergieeinsatzes. Die Phase des Kernenergieeinsatzes ohne kommerzielle Wiederaufbereitung und ohne brütende Reaktorsysteme wird mit Kernenergie I bezeichnet. Eine weitergehende, dann langfristige Kernenergienutzung mit Wiederaufarbeitung zur Ressourcenstreckung und Reaktorsystemen, die Wiederaufarbeitung voraussetzen, bezeichnet die Enquete-Kommission mit „Kernenergie II". Kernenergie II gilt also als Option für den Fall, daß sich der Übergang in eine energiepolitische Zukunft ohne Kernenergie nicht verwirklichen läßt.

14. In diesem Zeitraum soll durch die Verwirklichung empfohlener energiepolitischer Maßnahmen zur Energieeinsparung und Nutzung erneuerbarer Energiequellen geprüft werden, ob langfristig auf die Kernenergienutzung verzichtet werden kann oder ob die Fortsetzung der Kernenergienutzung mit nichtbrütenden Systemen möglich ist oder ob der Übergang zur Phase Kernenergie II notwendig ist.

15. Die Kommission erklärt dazu:

„Der Übergang zur Kernenergie II kann nur offengehalten werden, wenn die dafür erforderlichen technologischen Entwicklungsarbeiten fortgesetzt werden. Falls sich ein starker und langfristiger Ausbau der Kernenergie als notwendig erweist, ist aus der Sicht der Natururanverfügbarkeit der Einsatz eines Brennstoff erbrütenden Systems, z. B. des Schnellen Brüters, erforderlich."

16. Im einzelnen trifft die Mehrheit der Kommission des 8. Deutschen Bundestages folgende Feststellungen und Empfehlungen zum SNR 300:

1. Die Entwicklung der Brutreaktortechnologie wird forschungspolitisch akzeptiert. Dies gilt insbesondere für den Bau des SNR 300, über dessen Fortgang der Deutsche Bundestag bereits befunden hat. Die Kommission konzentriert ihre Arbeit auf die Verantwortbarkeit der möglichen Inbetriebnahme des SNR 300. In dieser Legislaturperiode ist eine abschließende Stellungnahme zu dieser Frage nicht nötig und im breiten Konsens auch nicht möglich.

2. Die Kommission würdigt die Anstrengungen der Teams von Wissenschaftlern, Ingenieuren und Facharbeitern, die sich der Entwicklung Schneller Brüter, dem Bau des SNR 300 und seiner wissenschaftlichen Analyse sowie den Entwurfsarbeiten zu einem SNR 2 gewidmet haben. Die Erhaltung dieser Teams gehört wesentlich zu der Möglichkeit der Bundesrepublik Deutschland, sich bei der Lösung der Energieprobleme eventuell auch der Brütertechnologie bedienen zu können. Die Kommission hat dabei auch vor Augen, daß es sich bei dem SNR 300 um ein multinationales Projekt handelt, an dem Belgien und die Niederlande mit je 15% beteiligt sind, und daß darüber hinaus bei der Entwicklung der Brutre-

aktortechnologie eine fruchtbare Partnerschaft zu Frankreich und damit zu Italien besteht*).

3. Um die im Rahmen der Kommissionsarbeit auch angesprochene allgemeine Problematik der Brüterentwicklung angemessen behandeln zu können, ist es wichtig, über die oben genannten Vertragspartner hinaus einen weltweiten Dialog zu führen. In diesem Sinne unterstreicht die Kommission die Notwendigkeit internationalen Erfahrungsaustausches, insbesondere auch mit Wissenschaftlern, die dem Brüter kritisch gegenüberstehen.

4. Die Kommission unterscheidet Fragen der Inbetriebnahme des SNR 300 und Probleme, die mit dem großtechnischen Einsatz Schneller Brüter auf sozialer, ökologischer und politischer Ebene verbunden sind und wie sie für die Zeit nach 1990 anstehen könnten. Die Kommission empfiehlt, diese Probleme in einer zweiten Arbeitsphase aufzunehmen und dabei die Vor- und Nachteile des Schnellen Brüters mit denen anderer Kraftwerkskonzepte gleicher Leistungsfähigkeit zu vergleichen.

5. Die Kommission legt Wert auf die Feststellung, daß die in Zusammenhang mit dem SNR 300 genehmigungsrechtlich relevanten sicherheitstechnischen Fragen von der Genehmigungsbehörde aufgenommen wurden bzw. werden.

6. Die Kommission erkennt an, daß die geleistete wissenschaftliche Arbeit zur Störfallberechnung beim SNR 300 einen eindrucksvollen Indizienbeweis zur Sicherheit des SNR 300 darstellt. Die Kommission ist der Meinung, daß eine abschließende Abstimmung zur Verantwortbarkeit einer möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 noch nicht sinnvoll ist, weil sie zum einen vom zeitlichen Projektlauf des Baues des SNR 300 her noch nicht nötig ist und zum anderen die Zeit genutzt werden kann, die Basis für eine möglichst breitgetragene Stellungnahme zu erweitern.

   Die Kommission empfiehlt, die Arbeiten noch um eine Übersicht über die wissenschaftliche Literatur zu ergänzen, in der eine maximale mechanische Energiefreisetzung bei einer Leistungsexkursion errechnet wird, die über die Auslegungsannahmen hinausgeht. Dieser Übersicht sollen Stellungnahmen von Wissenschaftlern mit unterschiedlicher Haltung und Nutzung der Kernenergie beigefügt sein. In allen Fällen sollen Berechnungsmethoden und wissenschaftliche Reputation der Autoren und der Stellungnehmenden ausgewiesen sein. Die Kommission hält es für sinnvoll, die sicherheitstechnischen Analysen beim SNR 300 soweit wie möglich zu vertiefen, d. h. durch eine Risikoorientierte Analyse und eine zusätzliche Untersuchung zu den Obergrenzen der Energiefreisetzung bei einem Bethe-Tait-Störfall zu ergänzen, um in einer zweiten Arbeitsphase der Kommission eine möglichst breite Basis für eine gemeinsame Stellungnahme zu erarbeiten.

7. Die Kommission fordert, daß die Sicherheit Schneller Brutreaktoren nicht unter der eines modernen Leichtwasserreaktors liegen dürfe. Für den SNR 300 heißt das, daß die Kommission eine risikoorientierte Analyse in Auftrag zu geben empfiehlt, die eine pragmatische Prüfung dieser Forderung ermöglicht. Diese Studie soll bis 1981 abgeschlossen sein. Sie ist von dem Genehmigungsverfahren entkoppelt. Dieses Vorgehen soll etwa 1982/83 zu einer Empfehlung über die Haltung des Parlaments zu einem Betrieb des SNR 300 führen können.

8. Die Kommission legt Wert darauf, daß bei der Vergabe aller Studien folgende Gesichtspunkte Berücksichtigung finden:
   a) Fachliche Qualifikation der Bearbeiter;
   b) Beteiligung von Wissenschaftlern mit unterschiedlichen Meinungen zum Schnellen Brüter;
   c) Einbeziehung von Wissenschaftlern, die den internationalen Wissensfundus einzubringen vermögen;
   d) Die Studien müssen so angelegt sein, daß klar herausgearbeitet wird, welche Aspekte der Studienerkenntnisse einer politischen Bewertung zugeführt werden müssen, da sie nicht nur wissenschaftlich-sachlich analysierbar sein müssen, sondern auch politisch zu bewerten sind.

9. Die Kommission gelangte zu der Ansicht, daß die Frage nach einem besonderen Plutoniumproblem für den Betrieb des SNR 300 nicht gesondert geprüft zu werden braucht. Dieses Problem bedarf erst bei der Prüfung der Auswirkungen eines großtechnischen Plutoniumeinsatzes weiterer Aufmerksamkeit.

10. Die gesetzliche Festlegung bestimmter Werte für die Reaktivitätskoeffizienten erscheint im einzelnen nicht sinnvoll. Ihre Gestaltung muß Teil der Auslegungs- und Genehmigungsprozesse sein. Im übrigen werden diese Fragen in der von der Kommission empfohlenen risikoorientierten Analyse zum SNR 300 untersucht werden.

Zur Schnellbrutreaktortechnologie wird zusammenfassend festgestellt:

„Im Hinblick auf die Brutreaktortechnologie hat sich die Kommission auf die Frage konzentriert, ob eine mögliche Inbetriebnahme des SNR 300 verantwortbar ist. Sie hat sich hierzu eingehend mit der geleisteten wissenschaftlichen Arbeit zur

*) Die Kommissionsmitglieder Prof. Dr. Dr. G. Altner, Prof. Dr. D. von Ehrenstein, Abg. Prof. Dr. K.-H. Laermann, Prof. Dr. K. M. Meyer-Abich, A. Pfeiffer, Abg. P. W. Reuschenbach, Abg. H. B. Schäfer, Abg. R. Ueberhorst möchten die vielen in den USA gewonnenen wissenschaftlich-technischen Erfahrungen mit der Technologie der Brutreaktoren nicht unerwähnt lassen und sie auch in den von der Kommission empfohlenen Studien berücksichtigt wissen.

Störfallberechnung beim SNR 300, insbesondere zum Bethe-Tait-Störfall befaßt.

Für einen Teil der Kommission ergibt sich aus diesen Untersuchungen die Erwartung, einer Inbetriebnahme des SNR 300 zustimmen zu können. Ein anderer Teil der Kommission war aber der Ansicht, noch nicht abschließend eine hinreichende Gewißheit über die Verantwortbarkeit der Inbetriebnahme gewonnen zu haben.

Übereinstimmend ist die Kommission der Ansicht, daß eine abschließende Stellungnahme zu dieser Frage vom zeitlichen Projektablauf des Baues des SNR 300 her gegenwärtig nicht nötig ist. Es liegt daher nahe, die Basis für eine möglichst breitgetragene Stellungnahme zur Inbetriebnahme zu erweitern. Zu diesem Zweck empfiehlt die Kommission, die sicherheitstechnischen Analysen beim SNR 300 durch eine zusätzliche Studie zur Obergrenze der Energiefreisetzung bei einem Bethe-Tait-Störfall und durch eine risikoorientierte Studie zu ergänzen.

Diese Studien sollen eine pragmatische Prüfung der Frage ermöglichen, ob die Sicherheit des SNR 300 der eines modernen Leichtwasserreaktors entspricht, und ob mit hinreichender Sicherheit ausgeschlossen werden kann, daß beim SNR 300 Unfälle auftreten, deren Auswirkungen die für den Auslegungsstörfall bei der Genehmigung ermittelte Obergrenze der Schadensauswirkung überschreiten. Die Arbeiten sollten bis 1981 abgeschlossen sein, vom Genehmigungsverfahren entkoppelt durchgeführt werden und dieses nicht behindern. An den Studien sollen Wissenschaftler mit unterschiedlicher Haltung zur Brutreaktortechnologie beteiligt werden.

Dieses Vorgehen soll den Deutschen Bundestag in die Lage versetzen, etwa 1982/83 über die mögliche Inbetriebnahme und den anschließenden Betrieb des SNR 300 zu beschließen."

Soweit die Ergebnisse und Empfehlungen der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages zur Schnellbrutreaktortechnologie, insbesondere zum SNR 300.

1.3 Parlamentarische Behandlung der Empfehlungen der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages zum SNR 300

17. In der 19. Sitzung des Deutschen Bundestages am 30. Januar 1981 wurde auf gemeinsamen Antrag der in ihm vertretenen Fraktionen der von der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" vorgelegte Bericht an die zuständigen Ausschüsse überwiesen.

18. Der federführende Ausschuß für Forschung und Technologie schließt sich auf seiner Sitzung am 18. März 1981 einstimmig der Empfehlung der Enquete-Kommission an, folgende Studien zum SNR 300 zu vergeben:

— Auswertung der wissenschaftlichen Literatur zu den Auswirkungen von Bethe-Tait-Störfällen mit hohem mechanischen Energiefreisetzungspotential beim Schnellen Brüter SNR 300

— Risikoorientierte Studie zum Vergleich des SNR 300 mit einem Druckwasserreaktor moderner Bauart

19. In seiner 73. Sitzung am 10. Dezember 1981 nimmt der Deutsche Bundestag Bericht und Empfehlungen des federführenden Ausschusses für Forschung und Technologie (Drucksache 9/1147) zum Bericht der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" an.

Der Beschluß des Bundestages zum SNR 300 lautet wie folgt:

„Die Bundesregierung wird ersucht, bei den Auftragnehmern der beiden Studien „Auswertung der wissenschaftlichen Literatur zu den Auswirkungen von Bethe-Tait-Störfällen mit hohem mechanischen Energiefreisetzungspotential beim Schnellen Brüter SNR 300" und „Risikoorientierte Studie zum Vergleich des SNR 300 mit einem Druckwasserreaktor moderner Bauart" darauf hinzuwirken, daß der vom Ausschuß für Forschung und Technologie beschlossene Vorlagetermin 15. Januar 1982 bzw. der durch die Bundesregierung festgesetzte Termin 30. April 1982 eingehalten wird und dafür zu sorgen, daß die für die Erarbeitung der Studien erforderlichen Unterlagen umgehend bereitgestellt werden. Außerdem sind diese Studien unverzüglich nach Abgabe der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" zuzuleiten, damit diese noch rechtzeitig vor der parlamentarischen Sommerpause 1982 ihre Empfehlung zur Inbetriebnahme des SNR 300 dem Bundestag gegenüber abgeben kann.

Die Enquete-Kommission wird aufgefordert, diesen Termin einzuhalten."

20. Dieser Beschluß wurde in der 97. Sitzung des Bundestages am 29. April 1982 dahin gehend abgeändert, daß der Abgabetermin für die Empfehlung der Enquete-Kommission zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 auf den 23. September 1982 neu festgesetzt wurde.

1.4 Fortschritte im Genehmigungsverfahren des SNR 300 seit 1980

21. Seit der Anhörung der Genehmigungsbehörde des Landes Nordrhein-Westfalen für den SNR 300 am 13. März 1980 vor der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages wurden folgende Genehmigungsbescheide zum Bau des SNR 300 erteilt:

Die Ergänzung zur dritten Teilerrichtungsgenehmigung vom 10. Juni 1980 bezieht sich auf die Er-

richtung des Doppeltanks, des Reaktortankauflageträgers sowie auf Maschinen und elektrische Hilfseinrichtungen.

Die vierte Teilerrichtungsgenehmigung vom 8. Oktober 1981 erstreckt sich auf die Errichtung der strangspezifischen Nachwärmeabfuhrsysteme, des Notkühlsystems, der Bodenkühleinrichtung, der Stellstäbe sowie weiterer Hilfs- und Nebensysteme.

Die siebte Ergänzung zur zweiten Teilerrichtungsgenehmigung vom 30. April 1982 umfaßt die Errichtung der Lüftungsanlage im Reaktorgebäude, einen zusätzlichen Kabelkanal, ein Brunnengebäude sowie konstruktive Änderungen der genehmigten Stahlhülle des äußeren Containments.

22. Die fünfte Teilerrichtungsgenehmigung ist nach Auskunft der Genehmigungsbehörde des Landes Nordrhein-Westfalen für Ende Sommer 1982 vorgesehen. Sie beinhaltet die Errichtung des Reaktortanks, des Reaktordeckels, der Primär- und Sekundär-Hauptwärmeübertragungskreisläufe. Falls die fünfte Teilerrichtungsgenehmigung planmäßig erteilt wird und keine unerwarteten Schwierigkeiten auftreten, erwarten Genehmigungsbehörde und Antragsteller die Fertigstellung des SNR 300 Ende 1985.

1.5 Die Studien zum SNR 300

23. Von besonderer Bedeutung für die Kommissionsarbeit zu Arbeitsfeld 1 waren die von der Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages empfohlenen Studien zum SNR 300.

24. Mit Schreiben vom 9. März 1981 beauftragte der Bundesminister für Forschung und Technologie den Vorsitzenden des Vorstandes des Kernforschungszentrums Karlsruhe, Professor Dr. Harde, die von der Enquete-Kommission empfohlene Studie

> „Kritische Bewertung der Literatur zu hohen Energiefreisetzungen bei hypothetischen Störfällen in natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren"

bis Ende des Jahres 1981 zu erstellen. Diese Studie sollte Grundlage für eine anschließende fachliche Bewertung sein, an der auch Wissenschaftler teilnehmen sollten, die nicht mit der Entwicklung Schneller Brutreaktoren befaßt waren und eine unterschiedliche Haltung zur Nutzung der Kernenergie vertraten.

25. Die Studie wurde am 22. Januar 1982 vom Bundesminister für Forschung und Technologie der Kommission vorgelegt. Die Kommission ließ die Studie in nicht-öffentlichen Anhörungen durch die Sachverständigen Professor Dr. Maier-Leibnitz, Donderer, Dr. Cochran und Dr. Loewenstein sowie in einer schriftlichen Stellungnahme durch Professor Dr. Bethe bewerten.

26. Mit Schreiben vom 9. März 1981 beauftragte der Bundesminister für Forschung und Technologie, Professor Dr. Birkhofer, von der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mit der Durchführung der von der Kommission empfohlenen

> „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300".

Dem Wunsch der Kommission entsprechend sollten Wissenschaftler, die der Kernenergienutzung skeptisch gegenüberstehen, an dieser Studie beteiligt werden. Professor Dr. Benecke vom Max-Planck-Institut für Physik und Astrophysik in München erhielt dementsprechend auf Vorschlag des Vorsitzenden der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages, Reinhard Ueberhorst, am 1. Juli 1981 im Rahmen des Auftrages an Professor Dr. Birkhofer einen Unterauftrag zur Durchführung paralleler Untersuchungen zu risikorelevanten Fragen des SNR 300. Professor Dr. Benecke gründete dazu mit seinen Mitarbeitern die Forschungsgruppe Schneller Brüter (FGSB).

27. Die FGSB unter der Leitung von Professor Dr. Benecke sowie Mitarbeiter der GRS unter der Leitung von Professor Dr. Birkhofer erstellten ihre Beiträge zur risikoorientierten Analyse in eigener fachlicher Verantwortung. Professor Dr. Birkhofer als Leiter der Gesamtstudie war beauftragt, alle Beiträge in einen Abschlußbericht einfließen zu lassen und in geschlossener Form darzustellen.

28. Im Auftrag des Bundesministers für Forschung und Technologie vom 9. März 1981 an Professor Dr. Birkhofer wurde als Abgabetermin für die risikoorientierte Analyse zum SNR 300 der 31. Dezember 1981 vorgegeben. Unter Berücksichtigung der Erörterungen in der Enquete-Kommission wurde vom Bundesminister für Forschung und Technologie im Herbst 1981 sowohl die Laufzeit des Auftrages an Professor Dr. Birkhofer als auch des Unterauftrages an Professor Dr. Benecke bis zum 30. April 1982 festgesetzt.

Bereits im Verlauf der Beratungen in der Enquete-Kommission im Frühjahr 1982 wurde deutlich, daß die FGSB aus nicht allein von ihr zu vertretenen Gründen bis zum 30. April 1982 ihr geplantes Arbeitsprogramm nicht abschließen und bis dahin nur einen Zwischenbericht vorlegen konnte. Damit war es Professor Dr. Birkhofer auch nicht möglich, termingerecht einen gemeinsamen Abschlußbericht beider Gruppen zu erstellen.

29. Der Kommission wurde vom Bundesminister für Forschung und Technologie der Bericht der GRS zur Risikoorientierten Analyse am 7. Mai 1982 und der Zwischenbericht der FGSB zur Risikoorientierten Analyse am 14. Mai 1982 zugestellt.

30. Nachdem in der Kommission kein Einvernehmen über eine weitere Terminverlängerung für die Abgabe des FGSB-Schlußberichts zur Risikoorientierten Analyse erzielt werden konnte, beschloß der Deutsche Bundestag mehrheitlich auf Antrag der Fraktionen der SPD und FDP am 29. April 1982, den Termin für die Empfehlung der Enquete-Kommission zum SNR 300 an den Deutschen Bundestag auf den 23. September 1982 zu verlegen (Drucksache 9/1600 neu).

31. Dieser Beschluß ermöglichte dem Bundesminister für Forschung und Technologie, der FGSB eine Fristverlängerung für die Bearbeitung eines modifizierten Arbeitsprogramms zur Risikoorientierten Analyse bis zum 5. September 1982 (Ende der parlamentarischen Sommerpause) einzuräumen. Für Professor Dr. Birkhofer und die GRS wurden seitens des Bundesministers für Forschung und Technologie die vertraglichen Voraussetzungen geschaffen, zusammen mit der FGSB bis zum gleichen Zeitpunkt den geforderten gemeinsamen Abschlußbericht zu erstellen.

32. Die Kommission erhielt am 7. September 1982 vom Bundesminister für Forschung und Technologie den Endbericht (Band 1) der FGSB sowie eine Stellungnahme der GRS zum Zwischenbericht der FGSB. Ein gemeinsamer Abschlußbericht der GRS und FGSB über die „Risikoorientierte Analyse zum SNR 300" wurde nicht erstellt, obwohl dazu ein Auftrag bestand.

1.6 Beratungsverlauf

33. Die Kommission führte in der Zeit vom 15. Juni 1981 bis zum 24. September 1982 29 Kommissionssitzungen durch, davon 16 Sitzungen zu Arbeitsfeld 1 (SNR 300)*). Zusätzlich fanden 4 Sitzungen der Unterkommission 1 (SNR 300) statt. (Insgesamt wurden im oben genannten Zeitraum zu den verschiedenen Aufgaben der Kommission 16 Unterkommissionssitzungen durchgeführt.)

34. An elf Sitzungstagen hörte die Kommission in nicht-öffentlichen Anhörungen externe Sachverständige zu bestimmten Aspekten des Themenbereichs SNR 300. Im einzelnen wurden gehört:

— Zur Studie „Kritische Bewertung der Literatur zu hohen Energiefreisetzungen bei hypothetischen Störfällen in natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren" des Kernforschungszentrums Karlsruhe (KfK)
  - am 28. Januar 1982 — die Autoren der Studie (KfK)
  - am 18. März 1982 — Prof. Dr. Maier-Leibnitz, Donderer und die Autoren (KfK)
  - am 3. Juni 1982 — Dr. Cochran (USA), Dr. Loewenstein (USA) und die Autoren (KfK)

— Zu den Studien „Risikoorientierte Analyse zum SNR 300" der Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) und der Forschungsgruppe Schneller Brüter (FGSB)
  - am 28. Januar 1982 — die Autoren der Studien (GRS, FGSB)
  - am 8. Februar 1982 — (Unterkommissionssitzung) die Autoren der Studien (GRS, FGSB)
  - am 11. Februar 1982 — (Unterkommissionssitzung) die Autoren der Studien (GRS, FGSB), Vertreter des Bundesministers für Forschung und Technologie und des Kernforschungszentrums Karlsruhe
  - am 26. Februar 1982 — die Autoren der Studie (GRS, FGSB), Vertreter des Bundesministers für Forschung und Technologie und des Kernforschungszentrums Karlsruhe
  - am 18. Mai 1982 — die Autoren der GRS-Studie
  - am 3. Juni 1982 — die Autoren des FGSB-Zwischenberichtes
  - am 13. September 1982 — die Autoren des FGSB-Endberichtes, die Autoren der GRS-Studie

— Zum Stand des Genehmigungsverfahrens für den SNR 300
  - am 26. Februar 1982 — die Genehmigungsbehörde des Landes Nordrhein-Westfalen

— Zur Studie „SNR 300/Bestandsaufnahme 1980"
  - am 19. März 1982 — Parlamentarischer Staatssekretär Stahl (BMFT) und die Genehmigungsbehörde des Landes Nordrhein-Westfalen

— Anläßlich des Besuchs der Kommission auf der Baustelle des SNR 300 in Kalkar
  - am 10. Mai 1982 — Vertreter des Kreises Kleve, der Stadt Kalkar sowie von Bürgerinitiativen

— Zur amerikanischen Sicht der Brutreaktorsicherheit (Informationsgespräche einer Parlamentarier-Delegation)
  - am 17. August 1982 — Wissenschaftler des Los Alamos National Laboratory
  - am 18. August 1982 — Wissenschaftler der Sandia National Laboratories
  - am 19. August 1982 — Vertreter der Nuclear Regulatory Commission

— Zu experimentellen Ergebnissen im Bereich der Brutreaktorsicherheitsforschung
  - am 10. September 1982 — Dr. Walker, Sandia National Laboratories, Vertreter des Kernforschungszentrums Karlsruhe

*) Weiterhin folgende Sitzungen: 2 zu allgemeinen Fragen, 1 zu Arbeitsfeld 2, 7 zu Arbeitsfeld 3 und 3 zu Arbeitsfeld 4.

1.7 Selbstverständnis der Kommission

35. Die Entscheidungen über die Gestaltung der zukünftigen Energieversorgung, insbesondere über die Rolle, die dabei der zivilen Kernenergienutzung zufallen soll, sind von Bedeutung für die weitere Entwicklung von Volkswirtschaft und Gesellschaft. Daher ist ein größerer gesellschaftlicher Konsens für diese Entscheidungen wünschenswert.

36. Die Arbeitsergebnisse der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages zeigten einen ermutigenden Ansatz zur Überwindung der energiepolitischen Konfrontation in unserem Land. Die Möglichkeiten zur Umsetzung der Kommissionsempfehlungen in konkrete politische Maßnahmen liegen allerdings außerhalb der Kommission, z. B. beim Bundestag, den Regierungen, den Parteien, der Industrie, den Umweltschutzbewegungen, den Gewerkschaften u. a. Obwohl dort teilweise die bisherigen Kommissionsempfehlungen noch keine Resonanz gefunden haben, will die Kommission in der 9. Legislaturperiode ihre Bemühungen fortsetzen, einen konsensorientierten Beitrag in der öffentlichen Diskussion um die Gestaltung der zukünftigen Energiepolitik zu leisten. Dazu ist es erforderlich, daß die unterschiedlichen Positionen zur Frage der zukünftigen Energiepolitik in die Kommission Eingang finden. Die Kommission bietet die Chance, zwischen den verschiedenen Meinungsgruppen im Bereich der Gesellschafts- und Energiepolitik zu vermitteln. Ein konsensorientierter Diskussionsbeitrag der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" setzt allseitige Bereitschaft voraus, die bei Beginn der Kommissionsarbeit vorhandenen Urteile und Meinungen wechselseitig hinterfragen zu lassen und ggf. zu ändern.

37. Die Empfehlungen der Kommission zur möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 erfolgten nach übereinstimmender Auffassung der Kommission nicht auf der Grundlage von Parteiprogrammen oder energiepolitischen Beschlüssen der Parteien. Die Sachverständigen haben bei ihren Empfehlungen unabhängig davon entschieden, welche Fraktionen des Bundestages sie als Sachverständige für die Kommission vorgeschlagen haben. In die Kommissionsberatung wurden keine Vorlagen von Bundestagsfraktionen eingebracht.

38. Die politischen Mitglieder der Kommission verkennen nicht, daß zur Entscheidungsfindung auf der Grundlage von technischen Risikostudien eine Reihe von wissenschaftlichen Feststellungen getroffen werden müssen, für die sie nur bedingt kompetent sein können. Allerdings ist die Arbeitsweise dieser Kommission so angelegt, daß sich politische und sachverständige Mitglieder auf den jeweils anderen Kompetenzbereich einlassen müssen, um zu gemeinsamen Empfehlungen zu kommen.

2 Ergebnisse der risikoorientierten Analysen

Hinweis:

In einer Anlage (Kapital 5 Seite 50) werden die risikoorientierten Studien zusammenfassend dargestellt.

2.1 Allgemeine Diskussion von Sicherheit und Risiko

Zum Verständnis des Risikobegriffs

Das Risiko von technischen Anlagen kann auf verschiedene Weise erfaßt werden. Die Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages hatte einstimmig gefordert:

> „Bei dieser Aufgabe (Anmerkung: Kriterien und Maßstäbe für die Akzeptanz der Kernenergie zu erarbeiten) mußte aus politischer Verantwortung heraus die Frage aufgegriffen werden, welches Maß an Sicherheit für Reaktoren zu fordern ist, um einen Beitrag der Kernenergie zur Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland akzeptieren zu können. Ausgangspunkt für die Akzeptanz der Kernenergienutzung unter technischen Gesichtspunkten ist die generelle Anforderung an Energiesysteme, daß sie sowohl hinsichtlich ihres Risikos (im Sinne des Produktes aus Eintrittswahrscheinlichkeit und Schadenausmaß) als auch hinsichtlich ihres maximalen Schadensausmaßes bei Schadensfällen politisch vertretbar sein müssen."

Politische Verantwortung für Energiesysteme kann danach nur übernommen werden, wenn für das jeweilige Energiesystem

a) das nach der Produktformel ermittelte Risiko und

b) das maximale Schadensausmaß, das durch entsprechende Schadenszahlen annähernd erfaßt werden kann,

vertretbar sind.

Dieser Einschätzung folgt auch das Sondergutachten „Energie und Umwelt" des Rats von Sachverständigen für Umweltfragen vom März 1981:

> „Der Rat sieht daher die bloße Möglichkeit großer Unfälle zwar als Beitrag zum Risiko an, er betrachtet sie aber auch als eigenständiges Phäno-

men. Diese Einstellung, Unfälle katastrophalen Ausmaßes nicht nur als Teil des Risikos, sondern als eigenständiges Phänomen zu begreifen, wirkt auf die Bewertung unterschiedlicher Reaktortypen und Blockgrößen.... Für die Schnellen Brüter gelten ähnliche Überlegungen wie für Leichtwasserreaktoren, da die maximalen Unfallfolgen bei gleicher Leistung nicht geringer sind. Zudem sind die Kenntnisse über die Eintrittswahrscheinlichkeit schwerer Unfälle und über die Wirksamkeit der sicherheitstechnischen Vorkehrungen geringer. Auch liegen nur begrenzte betriebliche Erfahrungen vor."

Nach Auffassung des Rats kann wegen des Prototypcharakters des SNR 300 die Eintrittswahrscheinlichkeit schwerer Unfälle weniger zuverlässig als beim Leichtwasserreaktor ermittelt werden.

Für eine politische Bewertung der Inbetriebnahme des SNR 300 ist auch nach unserer Auffassung das Risiko dieser Anlage in seinen Komponenten Eintrittswahrscheinlichkeit und Schadensausmaß getrennt darzustellen. Für den Brutreaktor und den Leichtwasserreaktor sind beide Komponenten je für sich zu vergleichen, wobei zu prüfen ist, ob sich im Rahmen der Unsicherheiten, die durch Bandbreiten ausgedrückt werden, die Eintrittswahrscheinlichkeiten und die Schadensausmaße für beide Reaktoren aussagekräftig unterscheiden lassen.

Keine der bisher vorgelegten quantitativen Risikostudien zu kerntechnischen Anlagen hat das gesamte Spektrum der in der Öffentlichkeit aufgeworfenen Risikoaspekte der Kernenergie — bis hin zu den Risiken der Entsorgung und dem Proliferationsrisiko — explizit in die Analyse einbezogen. Die vollständige quantitative Ermittlung des gesellschaftlichen Risikos von großtechnischen Anlagen wie z. B. Kernkraftwerken ist in Anbetracht der kaum überschaubaren Komplexität der Wechselwirkungen innerhalb und zwischen den betroffenen technischen, ökologischen und gesellschaftlichen Systemen und wegen der Schwierigkeit der Quantifizierung bestimmter Risikoaspekte nicht möglich. Schon aus diesen Gründen müssen Begrenzungen des Untersuchungsbereichs quantitativer Risikoanalysen zur Kernenergie hingenommen werden. Die Beschränkungen des Untersuchungsbereichs von Risikostudien müssen bei der Interpretation, der Darstellung und der politischen Bewertung des gesellschaftlichen Risikos von Kernenergieanlagen berücksichtigt werden.

Der Unterschied von Risikostudien und risikoorientierten Studien

Die Kommission hat dem 8. Deutschen Bundestag empfohlen, die sicherheitstechnischen Analysen zum SNR 300 soweit wie möglich zu vertiefen, um weithin sichtbare Evidenz zustande kommen zu lassen. Solche Evidenz kann sich ergeben, wenn das Risiko von Brutreaktoren in einer nachvollziehbaren Weise bewertbar gemacht wird. Unter dem Eindruck der vor einigen Jahren erarbeiteten Risikostudie, die sich auf Druckwasserreaktoren bezieht, besteht die Hoffnung, mit einer vergleichbaren Methodik das Risiko des Brutreaktors zu beschreiben. Dazu muß man sich freilich vor Augen halten, daß bei der Erstellung der Deutschen Risikostudie auf praktische Erfahrungen mit dem Betrieb der analysierten technischen Anlagen, nämlich der Druckwasserreaktoren, zurückgegriffen werden konnte. Zuerst gab es die frühen Leichtwasserreaktoren, dann die entsprechenden Risikoanalysen, mit deren Hilfe spätere Druckwasserreaktoren verbessert werden konnten. Risikoanalysen haben eine sehr sinnvolle Verwendung zur Eingrenzung von Schwachstellen. Die Bewertung von Kernkraftwerken ist ein Prozeß, der sich über längere Zeit erstreckt. Die Deutsche Risikostudie für Druckwasserreaktoren ist inzwischen in eine Phase B eingetreten, in der die Ergebnisse der Phase A noch einmal kritisch reflektiert werden. Es ist festzuhalten, daß die Erfassung des Risikos des Druckwasserreaktors durch Risikostudien in der Bundesrepublik Deutschland noch nicht abgeschlossen ist.

Beim SNR 300, einem Demonstrationskraftwerk, steht man mit der Erstellung von Risikostudien am Beginn dieses Prozesses. Das methodische Problem, auf praktische Erfahrung nicht in demselben Maß wie bei Druckwasserreaktoren zurückgreifen zu können, tritt in den Vordergrund. Ein Risikovergleich von SNR 300 und Druckwasserreaktor kann auf vielen Strecken nur qualitativ erfolgen. Um dies auszudrücken, sprach die Kommission bei ihren Beratungen und Empfehlungen im 8. Deutschen Bundestag nicht von einer Risikoanalyse für den SNR 300, sondern von einer risikoorientierten Analyse.

Bei einer risikoorientierten Analyse für einen Demonstrationsreaktor ist von vornherein zu erwarten, daß sich Probleme der Datenbasis und der Probabilistik ergeben. Die wahrscheinlichkeitsmäßige Erfassung des Eintritts von Schadensereignissen ist untrennbar mit dem Umfang an Betriebserfahrung, der Güte des statistischen Materials, und allgemein der internationalen Erfahrung mit den fraglichen technischen Systemen verbunden. Was allerdings die Ermittlung der Folgen (des Schadensausmaßes) schwerer Unfälle angeht, so sollte sich bei einer Risikoorientierten Analyse kein prinzipieller Unterschied zu einer Risikostudie ergeben, da die Unfallfolgen eines Prototypreaktors nicht ebenfalls prototypisch sind. Sie enthalten nur insofern neuartige Gesichtspunkte, als neuartige Radionuklide in vermehrtem Umfang freigesetzt werden, bei denen das allgemeine Wissen über das Verhalten in der Umwelt und der Wirkung auf den Menschen weniger gut bekannt sind.

Zusammenfassend soll festgehalten werden, daß eine risikoorientierte Analyse sich im wesentlichen in der Probabilistik und nicht bei der Ermittlung der Schadensfolgen von einer Risikostudie unterscheidet.

Beschränkungen in Risikostudien

Das analytische Instrument der Risikostudie oder der risikoorientierten Analyse ist auf spezielle Schadensursachen und Schadensarten beschränkt. Risikoanalytisch können nur technische Ursachen quantitativ behandelt werden. Es handelt sich dabei

letztlich um zufällige oder nichtvorhersehbare Ausfälle von Systemen und Komponenten. Ferner können hierdurch annäherungsweise Einflüsse aus höherer Gewalt, z. B. Erdbeben, erfaßt werden.

Unberücksichtigt müssen jedoch Risikobeiträge bleiben, die durch nicht geplante Eingriffe des Betriebs- und Wartungspersonals, durch Einwirkungen Dritter, z. B. durch Sabotage und Terrorakte, durch Kriegseinwirkungen oder durch unerwünschte soziale oder politische Entwicklungen entstehen. Diese Risiken sind schwer einzugrenzen und können die in den Risikostudien berechneten Risiken um ein Vielfaches übertreffen. Bei einer Risikobetrachtung dürfen über den ausgewiesenen Risiken die möglicherweise viel größeren unausgewiesenen Risiken nicht vergessen werden. Es wird allgemein angenommen, daß die nichtberücksichtigten Risikobeiträge im wesentlichen aus der Erhöhung der Unfallwahrscheinlichkeit resultieren.

Das risikoanalytische Instrumentarium ist ferner auf die Erfassung spezieller Schadensarten beschränkt, nämlich solcher Schadensarten, die quantitativ erfaßbar sind. Dies sind in erster Linie Todesfälle — wobei man im allgemeinen Todesfälle aus der akuten Strahlenkrankheit und späte Todesfälle, d. h. Krebsfälle, unterscheidet — sowie Verseuchungen des Bodens und die dazugehörigen Produktionsschäden. Es gibt eine Reihe von Schäden, die in einer Risikostudie nicht erfaßbar sind: Solche Schäden sind z. B. die Änderung der Verteidigungsfähigkeit eines Landes aufgrund des Schadenspotentials kerntechnischer Anlagen oder die Einschränkung staatsbürgerlicher Rechte im Interesse der sozialen Sicherung dieser Anlage oder eine Erhöhung der Kriegsgefahr durch die internationale Verbreitung von Kernwaffen aus dem zivilen Bereich der Kernenergieversorgung.

Die in der technischen Risikoanalytik nicht erfaßbaren Schadensarten sind im allgemeinen Gegenstand von Untersuchungen der Sozialverträglichkeit und der internationalen Verträglichkeit.

Die Erfassung der Eintrittswahrscheinlichkeit ist dadurch beschränkt, daß in den vorliegenden quantitativen Risikostudien Schätzunsicherheiten angegeben werden, die jedoch nicht in objektiver Weise quantifiziert werden können. Die Unsicherheiten in der Erfassung der Eintrittswahrscheinlichkeiten sind als subjektiv zu betrachten.

Für die Erfassung des maximalen Schadensausmaßes gibt es kein objektives Kriterium, das angeben würde, von welchen Grenzen an Unfallabläufe nach ihrer Wahrscheinlichkeit vernachlässigt werden dürfen. Die Berücksichtigung oder Vernachlässigung bestimmter Unfallabläufe mit großen Konsequenzen beruht daher auf einer subjektiven Entscheidung der Risikoanalytiker darüber, jenseits welcher Eintrittswahrscheinlichkeit Unfälle als hinreichend unwahrscheinlich anzusehen sind und aus der Betrachtung ausgeschlossen werden können. Wo diese Grenze jedoch zu ziehen ist, die die nicht zu vernachlässigenden von den zu vernachlässigenden Ereignissen trennt, sollte in einer politischen Bewertung unter Beachtung gesamtgesellschaftlicher Zusammenhänge entschieden werden.

Bei der Bewertung der Ergebnisse von Risikostudien darf deren spezifische Zielsetzung und die Beschränkung des Untersuchungsbereichs nicht außer acht gelassen werden. Für eine Einordnung der Ergebnisse von Risikostudien ist wichtig zu wissen, was diese nicht leisten können bzw. welchen Grenzen sie unterworfen sind. Die Grenze der noch zu berücksichtigenden Unfallverläufe und Unfallschäden muß politisch gefunden werden.

Zum Verhältnis von Sicherheit und Risiko

Die Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages hatte empfohlen, in einem Vorspann zu den risikoorientierten Studien die Zusammenhänge klären zu lassen, die ein Risiko unter sozialen Aspekten bewertbar machen. Die Kommission hat sich damit die Aufgabe gestellt, Schadensursachen und Schadensarten im Hinblick auf ihre sozialen Aspekte zu diskutieren, ohne Rücksicht auf die Tatsache, ob die für die Kommission angefertigten Risikostudien dazu konkrete Aussagen machen. Es ist zulässig, Risikostudien methodisch so einzugrenzen, daß sie sinnvoll durchzuführen sind. Dies führt zu einer Beschränkung im wesentlichen auf die technischen Ursachen von Unfällen. Die sozialen bzw. politischen Schadensursachen und Schadensarten müssen ausgeblendet bleiben.

Für eine Beurteilung des Risikos unter sozialen Aspekten, d. h. eine Aussage zur Sicherheit von Anlagen schlechthin, müssen die nichttechnischen Schadensarten und Schadensursachen hinzugenommen werden.

Sicherheit einer kerntechnischen Anlage ist also nur dann gewährleistet, wenn die in Risikostudien erfaßten Risiken klein genug sind, uns zusätzlich zu den nichterfaßten Beiträgen zum Risiko keine wesentliche Erhöhung des Gesamtrisikos vermuten zu lassen. Wenn die quantitativ erfaßbaren Risiken als klein nachgewiesen werden können, ist daher nicht schon die Sicherheit der Anlage gewährleistet.

Dies bedeutet, daß eine politische Bewertung der Sicherheit des schnellen Brutreaktors nur dann durchgeführt werden kann, wenn sie neben den technischen Risiken auch die übrigen Dimensionen der Sicherheit mitberücksichtigt.

Das Verhältnis von Sicherheit und Risiko ist demnach so zu sehen, daß das Risiko, wie es als Ergebnis von Risikoanalysen beschrieben wird, ein Teilaspekt der Sicherheit im weiteren Sinn ist. Der Begriff der Sicherheit einer Anlage darf also nicht eingegrenzt werden auf die bloße Sicherheitstechnik des Reaktors. Ein sicherheitstechnisch kleines Risiko ist zwar eine Voraussetzung für die Sicherheit der Anlage im weiteren Sinn, jedoch nicht hinreichend für die Beurteilung der Sicherheit insgesamt. Die bisher vorgelegten quantitativen Risikostudien liefern im wesentlichen Aussagen über mögliche, sehr seltene Unfallabläufe bei Kernkraftwerken und Schätzungen der daraus möglicherweise resultierenden Schäden, eingegrenzt auf Todesfälle und Verseuchungen des Bodens. Die Risikostudien können nur *einen* Beitrag zu einer im Hinblick auf die

Vorbereitung und politischen Legimitation von Entscheidungen im Bereich der Kernenergie wünschenswerten umfassenden Risikoabschätzung liefern.

Zur politischen Bewertung der Sicherheit

Quantitative Risikostudien können also zwar zu einer Erweiterung und Verbesserung der kognitiven Basis für politische Entscheidungen im Bereich der Kernenergie beitragen. Das letzte Urteil darüber, wo die Grenze zu ziehen ist, die ein im Sinn gesellschaftlicher Zumutbarkeit hinreichend kleines, von einem zu großen, d. h. gesellschaftlich nicht zumutbaren Risiko trennt, kann den politischen Entscheidungsinstanzen durch eine noch so umfassende risikoanalytische Information nicht abgenommen werden. Die wertende Entscheidung über die politische Akzeptabilität von Kernenergierisiken fällt nicht in die Zuständigkeit von Wissenschaft und Technik. Risikostudien ermöglichen daher nur informiertere Urteile für politische Entscheidungsträger. Für die Beurteilung der politischen Akzeptabilität von Risiken, seien sie groß oder klein, spielt eine ausschlaggebende Rolle, welcher *Nutzen* für die Bevölkerung oder den Staat damit verbunden ist. Die politische Einordnung eines Risikos kann daher ohne eine Betrachtung des damit verbundenen Nutzens nicht sinnvoll geschehen (Kapitel 4).

2.2 Vergleichende Gegenüberstellung von Unfallabläufen mit größtmöglichem Schadensausmaß in einem 1 300 MWe Druckwasserreaktor (DWR) und im Demonstrationskernkraftwerk SNR 300

2.2.1 Charakteristische Systemeigenschaften von DWR und SNR 300

Das Schadenspotential eines jeden Kernkraftwerks ist durch das radioaktive Inventar gegeben, das im Reaktorkern ständig vorhanden ist bzw. im Laufe des Betriebs aufgebaut wird. Im wesentlichen sind dies die radioaktiven Produkte, die bei der Kernspaltung entstehen, sowie der Kernbrennstoff Uran bzw. Plutonium mit den sich im Reaktorbetrieb aufbauenden Aktiniden.

Dieses radioaktive Inventar ist zum großen Teil im Kristallgitter des Brennstoffs gebunden und nach außen durch eine Reihe von hintereinandergeschalteten Sicherheits-Barrieren geschützt. Eine Freisetzung in größerem Umfange ist nur durch eine Zerstörung der Brennstoffgeometrie (Schmelzen) mit nachfolgender Zerstörung der Integrität der Sicherheitsbarrieren möglich. Dies gilt für DWR und SNR gleichermaßen.

Von daher sind für die Ermittlung des Risikos in beiden Fällen vor allem solche Ereignisabläufe wichtig, bei denen es zum Schmelzen des Reaktorkerns kommen kann. Kernschmelzen sind eine Folge von unzureichender Kühlung des Reaktorkerns; dies kann beim Betrieb des Kernkraftwerks auftreten, aber auch bei abgeschaltetem Reaktor (Ausfall der Nachwärmeabfuhr).

Im Hinblick auf das Eintreten und den Ablauf eines Kernschmelzunfalls haben DWR und SNR einige grundsätzliche technische Unterschiede, die im folgenden kurz dargestellt werden.

Reaktorkern

DWR

Kernspaltung mit thermischen (langsamen) Neutronen; Brennstoff UO_2 mit geringer Anreicherung von U-235; Wasser als Moderator und Kühlmittel; Leistungsdichte ca. 100 MW pro m^3 Kernvolumen. Der Kühlmitteldichtekoeffizient der Reaktivität ist (von Ausnahmen abgesehen) negativ. Kühlmittelverlust, -Blasenbildung sowie ein Abschmelzen des Reaktorkerns führen zur Reaktivitätsabnahme, also zur Abschaltung der nuklearen Kettenreaktion.

SNR 300

Kernspaltung mit schnellen Neutronen; Brennstoff UO_2/PuO_2 mit hohem Plutoniumanteil; Kühlmittel Natrium, nur wenig moderierend; Leistungsdichte ca. 300 MW pro m^3 Kernvolumen. Der Kühlmitteldichtekoeffizient der Reaktivität ist positiv. Kühlmittelverlust, -Blasenbildung und Kompaktieren (Ballung) des Brennstoffs führen zu einer Reaktivitätserhöhung und können die unkontrollierte Kettenreaktion und eine Zerstörung des Reaktorkerns auslösen.

Abschaltung

DWR

Schnellabschaltung durch Ausklinken und schwerkraftbeschleunigtes Einfallen aller Steuerstäbe; Fallzeit ca. 2,5 Sekunden; zur Abschaltung sind ca. 50 Stäbe notwendig. Boreinspeisung in das Kühlwasser zum Erreichen des kalt-unterkritischen Zustandes.

SNR 300

Zwei Schnellabschaltsysteme: Erstabschaltsystem mit 9 Stäben schwerkraftbeschleunigt von oben; Zweitabschaltsystem mit 3 Gelenkstäben, die durch vorgespannte Federn von unten in den Kern gezogen werden; Fall- bzw. Hubzeit 0,7 bzw. 0,5 Sekunden; zur Abschaltung ist im allgemeinen ein Stab (in seltenen Fällen bis zu drei) ausreichend. Gleichzeitig mit der Schnellabschaltung werden die Pumpen abgefahren, um Temperaturbelastungen der Kreislaufkomponenten zu verringern.

Kühlung

DWR

Kühlung des Reaktorkerns mit Wasser von ca. 160 bar Druck und einer Temperatur von 300° C; der Siededruck bei dieser Temperatur beträgt ca. 90 bar, unterhalb dieses Drucks verdampft das Kühlmittel. Bei Leckagen muß das Kühlmittel ersetzt (nachge-

speist) werden; für die Nachwärmeabfuhr ist dabei der Betrieb aktiver Systeme notwendig.

SNR 300

Kühlung des Reaktorkerns mit Natrium von max. 13 bar und 380 bis 550°C; die maximale Betriebstemperatur liegt mehr als 300°C unterhalb der Siedetemperatur, d. h. das Kühlmittel kann nicht ausdampfen. Natrium hat thermodynamisch einige günstige, chemisch ungünstige Eigenschaften. Leckagen führen aufgrund geometrischer Auslegung nur zu begrenztem Natriumverlust im Kernbereich, eine Nachspeisung ist nicht erforderlich. Aktive Systeme zur Nachwärmeabfuhr; die Nachwärmeabfuhr kann unter bestimmten Voraussetzungen auch passiv erfolgen.

2.2.2 Anlageninterne Einleitungsereignisse für kernzerstörende Unfälle

DWR

Auslösende Ereignisse für einen Kernschmelzunfall im DWR sind im wesentlichen Lecks in der Kühlmittelumschließung (Primärsystem). Je nach Größe des Lecks kommt es dabei mehr oder weniger schnell zu einem Verlust von Kühlmittel im Reaktorkern, der durch Kühlmittelnachspeisung ausgeglichen wird. Die Frage nach dem Funktionieren der Reaktorschnellabschaltung ist für die weitere Betrachtung dieses Störfallverlaufs von untergeordneter Bedeutung, da der Reaktor sich bei Kühlmittelverlust in jedem Fall selbsttätig abschaltet. Der Ausfall der aktiven Sicherheitseinrichtungen zur Nachspeisung von Kühlmittel bzw. zur Nachwärmeabfuhr führen zur Überhitzung des Reaktorkerns und damit zum Schmelzen.

SNR 300

Im Gegensatz zum DWR kommt dem Schnellabschaltsystem beim SNR eine zentrale Bedeutung in der Frage der Auslösung für Kernschmelzen zu. Auslösendes Ereignis für einen Kernschmelzunfall im SNR (dem sog. Bethe-Tait-Unfall) ist der gleichzeitige Ausfall der beiden Schnellabschaltsysteme bei gleichzeitigem Abfahren bzw. Ausfall aller Primärkühlmittelpumpen. Dabei kann entweder der Pumpenausfall Ursache für eine Anforderung an das Schnellabschaltsystem sein, oder eine andere Betriebsstörung kann zu einer Anforderung an die Schnellabschaltung führen, wobei gleichzeitig auch die Pumpen abgeschaltet werden.

In jedem Fall führt dies zu einem Ereignisablauf, der als „unprotected loss-of-flow (ULOF)" bzw. „unkontrollierter Kerndurchsatz-Störfall (UKDS)" bezeichnet wird. Der UKDS wird in der GRS-Risikostudie als Basisfall detailliert untersucht, da er im Vergleich zu anderen betrachteten Störfallabläufen mit Kernschmelzen die größte Häufigkeit hat. In der Literaturstudie des KfK wird der UKDS als Einleitungsmechanismus für einen schweren Störfall herangezogen, da er in seinen Konsequenzen für alle anderen Störfälle abdeckend sei. Auch die FGSB benennt den UKDS als Hauptursache für einen Bethe-Tait-Unfall.

Anmerkung

Eine weitere Quelle von Einleitungsereignissen sind zufällige Einwirkungen von außen (insbesondere Erdbeben, Flugzeugabsturz). Derartige anlagenexterne Einleitungsereignisse wurden in beiden Risikoanalysen untersucht und — soweit angegeben — bei der Ermittlung der Häufigkeit von Freisetzungen berücksichtigt.

2.2.3 Verlauf von kernzerstörenden Unfällen

DWR

Wegen seiner vergleichsweise geringen Anreicherung kann der Reaktorkern eines DWR bei einem Kühlmittelverlust nicht wieder kritisch werden; d. h. eine unkontrollierte nukleare Kettenreaktion kann nicht auftreten. Von daher ist der weitere Ablauf der Kernzerstörung phänomenologisch vorgezeichnet. Allerdings hängt der zeitliche Ablauf im wesentlichen von den Kühlverhältnissen ab; ebenso wird die Höhe und der zeitliche Verlauf der Spaltproduktfreisetzung aus dem Kern vom Verlauf des Kernschmelzens bestimmt.

Ein pessimistisch angenommener Unfallablauf, bei dem der Ausfall aller aktiven Sicherheitsmaßnahmen postuliert wird, hat etwa folgenden Verlauf:

Die Nachwärmeerzeugung im Reaktorkern führt zur Aufheizung und Überhitzung des Reaktorkerns. Da die angeforderten aktiven Systeme zur Kühlmittelnachspeisung nicht wirksam werden, kommt es wegen der niederen Siedetemperatur des Kühlmittels bei der Druckentlastung durch Ausdampfen zu einem so starken Verlust des Kühlmittels, daß der Kern niederschmilzt.

Eine chemische Reaktion zwischen heißem Wasserdampf und dem Zirkon der Hülle führt zu weiterer Wärmeentwicklung; außerdem entsteht dabei Wasserstoff, der über die Bruchstelle in den Sicherheitsbehälter gelangt.

Mit dem Einsetzen des Kernschmelzens geht die ursprüngliche Kerngeometrie verloren. Im weiteren Verlauf kann die Kerntragestruktur thermisch versagen, und es ist mit dem Absturz des Kerns in das untere Plenum des Reaktordruckbehälters zu rechnen. Die flüssige Schmelze durchdringt den Druckbehälter und fällt auf den Beton des Reaktorfundaments. Allmählich wird der Beton geschmolzen. Hierbei verdampft das im Beton gebundene Wasser. Außerdem führt der Kontakt der Schmelze mit dem im unteren Teil des Sicherheitsbehälters vorhandenen Sumpfwasser zur Verdampfung und damit zu einem stetigen Druckaufbau im Sicherheitsbehälter.

Der Unfallverlauf in dieser Phase ist mit noch großen Unsicherheiten behaftet. Die Vorgänge können einerseits zu einem Überdruckversagen des Sicherheitsbehälters führen, andererseits ist längerfristig die vollständige Durchdringung der Kernschmelze durch das Betonfundament nicht auszuschließen.

Ein spezieller Punkt in der DWR-Risikostudie befaßt sich mit der Frage nach einer möglichen Dampfexplosion. In ähnlicher Weise wie bei der Brennstoff-Natrium-Reaktion im SNR handelt es sich hierbei um die spontane Verdampfung des Kühlmittels im Kontakt mit der Schmelze des Reaktorkerns. Dabei können mechanische Energiefreisetzungen auftreten, die zu einem Versagen des Reaktordruckbehälters führen können.

Grundsätzlicher Verlauf eines UKDS im SNR 300

Eine charakteristische Größe für den Unfallablauf eines UKDS ist u. a. die freigesetzte mechanische Energie, die bis zur nuklearen Abschaltung des Reaktors entsteht. Im Gegensatz zum Kernschmelzablauf beim DWR ist beim SNR 300 kein eindeutiger phänomenologischer Ablauf gegeben. Das bedeutet: der Verlauf eines Bethe-Tait-Unfalls ist selbst Gegenstand einer Ereignisablaufanalyse. Je nach Unfallablauf können sich dabei starkunterschiedliche Energiefreisetzungen ergeben.

Im Sinne einer phänomenologischen Darstellung läßt sich der Unfallablauf wie folgt beschreiben:

Einleitungsphase

Im Falle eines UKDS nimmt der Natriumdurchfluß bei konstanter Leistung kontinuierlich ab — nach einigen Sekunden fängt das Natrium an zu sieden. Die positive Reaktivitätsrückwirkung infolge Kühlmittelsiedens und die schlechtere Wärmeübertragung führen zu einem Anstieg der Brennstofftemperatur bei weitersteigender Leistung. Thermisch axiale Brennstoffausdehnung sowie der negative Dopplereffekt wirken der Leistungssteigerung entgegen. Hüllrohr und Brennstoff beginnen zu schmelzen und dringen in die vom Natrium entleerten Kühlkanäle ein. Durch Druckaufbau von verdampfendem Natrium und Stahl sowie durch gasförmige Spaltprodukte kann es zu Brennstoffdispersion bzw. -verdünnung kommen, die eine nukleare Abschaltung des Reaktors bewirken würden.

Primäre Leistungsexkursion

Bei nur schwacher Brennstoffdispersion bzw. bei Brennstoffkompaktion kann die Reaktivität und damit die Leistung weiter ansteigen, mit der Folge, daß Brennstäbe auch dort versagen können, wo noch Natrium vorhanden ist. Damit ist eine thermische Brennstoff-Natrium-Reaktion möglich. Dies führt zu einem energetischen Störfallablauf mit deutlichem Druckaufbau durch Brennstoff- und Natriumdampf, der letztlich auch eine nukleare Abschaltung durch Brennstoffverdünnung verursachen kann.

Übergangsphase

Der UKDS durchläuft die Übergangsphase, wenn in der Einleitungsphase und bei der primären Leistungsexkursion so wenig Brennstoff aus dem Kernbereich ausgeworfen wird, daß eine weitere Kritikalität möglich ist. Ein wesentlicher Parameter für das Ausmaß der Entladung ist die Eindringtiefe des Kernmaterials in die axialen Brutmäntel, bevor das Kernmaterial erstarrt, da es hiervon abhängt, ob und in welchem Ausmaß ausgestoßenes Kernmaterial zurückfallen kann.

In der Übergangsphase wird der zunächst nur teilweise zerstörte Reaktorkern weiter erhitzt, schmilzt und siedet. Dabei kann es zur Reaktivitätsabsenkung durch Beimischen von Brutstoff oder zum Auswurf von Brennstoff in das obere Kühlmittelplenum kommen. Falls diese Vorgänge nicht ausreichend wirksam sind, können sich Rekritikalitäten ergeben.

Rekritikalitäten

Je nachdem, an welcher Stelle im bisher beschriebenen Unfallablauf die Rekritikalität einsetzt, ergeben sich unterschiedliche Abläufe:

- Rekritikalitäten bei noch intakten Brennelementkästen,
- Rekritikalitäten durch Brennstoffrückkehr in die siedende Schmelze,
- Rekritikalitäten durch Fluidbewegungen der siedenden Schmelze.

In der gleichen Weise wie die primäre Leistungsexkursion ist auch die Rekritikalität eine energetische Leistungsexkursion, die zu einem so starken Auswurf von Kernmaterial in das obere Plenum führt, daß daraus eine nukleare Abschaltung resultiert.

Reaktortankversagen, Nachwärmeabfuhr

Die Höhe der mechanischen Energiefreisetzung bei den bisher beschriebenen Abläufen ist bestimmend dafür, ob es zu einem Versagen des Reaktortanks und damit zu einer wesentlichen Freisetzung von radioaktivem Material in das Containment kommt oder nicht.

Bei mechanischen Energiefreisetzungen unter dem Auslegungswert des Reaktortanks von 370 MJ bleibt die Integrität des Tanks in der Regel erhalten, jedoch sind Zerstörungen des Reaktortanks ab 150 MJ möglich. Der SNR 300 hat Einrichtungen, die nach einem solchen Unfallgeschehen die Nachwärmeabfuhr unter bestimmten Voraussetzungen sicherstellen (z. B. durch Tauchkühlsysteme). Die Nachwärmeabfuhr ist innerhalb des Reaktortanks nicht auf aktive Systeme angewiesen. Zu einer Freisetzung von größeren Mengen von Radionukliden in das Containment kann es in diesem Fall nur kommen, wenn die Nachwärmeabfuhr ausfällt (thermisches Tankversagen). Für diesen Fall ist die Bodenkühleinrichtung unterhalb des Reaktortanks eine weitere Sicherheitseinrichtung.

Bei mechanischen Energiefreisetzungen über 370 MJ ist mit einem mechanischen Versagen des Reaktortanks zu rechnen (Versagen des Drehdekkelsystems durch den Aufschlag von Natrium, den sog. Natrium-Hammer). Bei einem solchen Unfallab-

lauf werden große Mengen von Natrium und Kernschmelze in das äußere Containment ausgeworfen; ein einsetzender Natriumbrand führt in der Folge zum Überdruckversagen des äußeren Containments. Falls die Energiefreisetzung ausreichend hoch ist, kann es auch zu einer Zerstörung dieses Containments durch den hochgeschleuderten Reaktortankdeckel kommen.

Aussagen von GRS

Die GRS folgt in der Analyse des Unfallablaufes den im vorhergehenden Abschnitt beschriebenen Vorgängen. Eine durchgerechnete Analyse des Bethe-Tait-Unfallverlaufs ist nicht erfolgt.

Der UKDS wird seit vielen Jahren weltweit theoretisch und experimentell untersucht. Wie erwähnt, ist der Ablauf eines UKDS nicht klar vorgezeichnet. Eine Reihe von Phänomenen ist gut verstanden und quantifizierbar; bei anderen Phänomenen bestehen Unsicherheiten in der qualitativen Beurteilung. Um das Spektrum vorhandener Erfahrungen und Kenntnisse für die Einschätzung bzw. Quantifizierung solcher weniger gutbekannten Effekte nutzen zu können, wurde im Rahmen der Risikoorientierten Analyse eine internationale Expertenbefragung zu phänomenologischen Abläufen und den dabei vorhandenen Unsicherheiten durchgeführt.

Die Unfallanalyse eines UKDS in der GRS-Studie erfolgte in drei Abschnitten

— Verlauf der Kernzerstörung und mechanischen Energiefreisetzung,

— Auswirkungen der mechanischen Energiefreisetzung auf Reaktortank und Drehdeckel,

— Verhalten der Kernmaterialien im Reaktortank nach der Kernzerstörung.

Zusammengefaßt ergeben sich nach der Expertenmeinung für alle auslösenden Einleitungsereignisse (bei denen der UKDS der wesentlichste ist) folgende bedingten Wahrscheinlichkeiten pro Kernzerstörung

— massives Versagen des Drehdeckels durch sehr hohe mechanische Energiefreisetzung, starker Auswurf von Brennstoff und Natrium in das äußere Containment: 0,3 %,

— mechanisches Versagen des Reaktortanks bei intaktem Drehdeckel: 10 %,

— längerfristiges Durchschmelzen des Reaktortanks nach der Kernzerstörung: 22 %,

— Integrität des Tanks bleibt erhalten: 68 %.

Aussagen der FGSB

Eine eigene durchgehende Analyse des gesamten Bethe-Tait-Unfallverlaufs ist auch in der FGSB-Studie nicht erfolgt.

Die Arbeiten — soweit sie im Endbericht dokumentiert sind — befassen sich, ausgehend von Daten des KfK zur Einleitungsphase beim SNR 300 und aus Untersuchungen für den Clinch River Brutreaktor, mit einigen speziellen Untersuchungen zu Rekritikalitäten mit dem Rechenprogramm SIMMER II.

Hierbei werden die Fälle

— schwerkraftgetriebene Rekritikalitäten mit und ohne Blockaden,

— zyklisches Verhalten von schwerkraftgetriebenen Rekritikalitäten

detailliert untersucht.

Die Arbeiten werden mit entsprechenden Ergebnissen von KfK verglichen und führen zu folgenden Aussagen:

Schwerkraftgetriebene Rekritikalitäten mit und ohne Blockaden treten häufig auf und führen zu hohen mechanischen Energiefreisetzungen, diese liegen deutlich über 370 MJ.

Die ausgewiesenen Resultate werden von der FGSB nicht als Obergrenzen interpretiert, diese liegen vermutlich beträchtlich höher. Für Unfallfolgenrechnungen hält die FGSB es für angebracht, 50 % Kernverdampfung in das Containment als pessimistischen Wert anzunehmen.

2.2.4 Freisetzung von Radionukliden — Unfallfolgen

DWR

Der Unfallverlauf von Kernschmelzen mit Dampfexplosion wird in der DWR-Risikostudie als derjenige mit den höchsten radioaktiven Freisetzungen ermittelt.

Im Unfallfolgenmodell werden 25 Kernkraftwerke an 19 Standorten mit vier meteorologischen Standortregionen gerechnet, d. h. die dort ausgewiesenen Zahlenergebnisse gelten für den gleichzeitigen Betrieb von 25 Kernkraftwerken.

Die Eintrittshäufigkeit für einen Kernschmelzunfall mit Dampfexplosion wird für eine Anlage mit 2×10^{-6}/a angegeben; für 25 Anlagen ist die Eintrittshäufigkeit dementsprechend 25 mal so hoch. Als charakteristische Zahlenergebnisse sind im folgenden „akute Todesfälle" und „somatische Spätschäden" jeweils für den Betrieb von 25 Anlagen angegeben:

Je nach den angenommenen Wetterbedingungen treten entweder keine oder im ungünstigsten Fall 14 500 akute Todesfälle auf.

Somatische Spätschäden treten bei allen Wettersituationen auf. Mit der Häufigkeit des Eintretens eines Kernschmelzunfalls mit Dampfexplosion bei 25 Anlagen von 5×10^{-5} pro Jahr werden mehr als 15 000 Todesfälle ermittelt, der ungünstigste Fall wird mit 100 000 Todesfällen errechnet.

SNR 300

Angaben GRS

Der Unfallverlauf: Kernzerstörung mit Versagen des Drehdeckels und Überdruckversagen des relativ zum genehmigten Reaktor nachgerüsteten Contain-

ments führt (nach 5 Minuten) zu den höchsten Freisetzungen von Radionukliden.

Das Unfallfolgenmodell ist gegenüber dem der DWR-Risikostudie modifiziert und auf den Reaktorstandort Kalkar zugeschnitten.

Es werden keine akuten Todesfälle errechnet.

Die errechneten somatischen Spätschäden betragen — je nach verwendetem Plutonium — im ungünstigsten Fall 14 000 bzw. 35 000 Fälle.

Angaben FGSB

Für die Berechnung von Unfallfolgen wird eine Freisetzungskategorie ermittelt, die sich aus den vorangehenden Betrachtungen zum Bethe-Tait-Verlauf ergibt.

Das Unfallfolgenmodell ist gegenüber der von GRS verwendeten Version nicht modifiziert und ebenfalls auf den Reaktorstandort Kalkar zugeschnitten. Die relative biologische Wirksamkeit von Plutonium im menschlichen Körper wurde anders als in der GRS-Studie berechnet.

Je nach der verwendeten Plutoniumart werden akute Todesfälle zwischen 0 und 800 bzw. 1 400 sowie somatische Spätschäden von maximal 1 Mio. bzw. 2,7 Mio. Fällen errechnet.

Zusammenstellung der Freisetzungskategorien mit den höchsten Schadensauswirkungen

	DWR	SNR 300 (modifiziert) GRS	SNR 300 FGSB
	in %		
Freigesetzte Anteile:			
Gasförmige Spaltprodukte			
— Edelgase (Xe, Kr)	100	100	100
Jod, Brom			
— organisch	0,7	—,—	—,—
— anorganisch	79	15	75
Aerosole			
— Alkalien (Cs, Rb)	50	15	75
— Tellurgruppe (Te, Sb)	35	15	75
— Erdalkalien (Ba, Sr)	7	5	38
— Edelmetalle (Ru etc.)	38	} 5	} 38
— Aktiniden, Seltene Erden	0,3		

3 Politisch zu bewertende Ergebnisse der risikoorientierten Studien

3.1 Stand der aktuellen Diskussion um die Definition des Risikobegriffs und die Methoden eines Sicherheitsvergleichs

3.2 Vergleich der technischen Systemeigenschaften des Demonstrationskraftwerks SNR 300 mit denen eines Leichtwasserreaktors

3.3 Vollständigkeit der in den vorliegenden Studien betrachteten Einleitungsereignisse und Unfallabläufe

3.4 Vollständigkeit der betrachteten Folgen von Unfällen

3.5 Angemessenheit der Methoden

3.6 Vergleich der Möglichkeiten und Auswirkungen von Sabotage, Terror und Krieg

3.7 Schwachstellen, die sich aus den Risikoorientierten Analysen zum SNR 300 ergeben, und ihre Bedeutung für den Vergleich

Schlußfolgerung

Zur Vorbereitung der grundsätzlichen politischen Debatte, die der Deutsche Bundestag am 14. Dezember 1978 hinsichtlich der Inbetriebnahme des Demonstrationskraftwerks SNR 300 in Kalkar beschlossen hat, hielt die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages es für angebracht, die sicherheitstechnischen Analysen zum SNR 300 zunächst durch

— eine zusätzliche Studie zur Obergrenze der Energiefreisetzung bei einem Bethe-Tait-Störfall und durch

— eine risikoorientierte Studie zu ergänzen.

Zumindest die letztere Studie sollte durch die Beteiligung von Wissenschaftlern, deren Ausgangserwartungen hinsichtlich des Untersuchungsergebnisses gegensätzlich sind, bereits in der Durchführung so angelegt werden, daß durch die Relativierung von Vorurteilen die Chance einer möglichst breiten Mehrheitsbildung besteht.

Erwünscht war *eine* risikoorientierte Studie zum SNR 300, in der das Unstrittige von allen Beteiligten gemeinsam festgehalten und das Strittige gleichermaßen gemeinsam einer politischen Bewertung zugeführt wird. Eine solche Studie ist bisher nicht zustande gekommen.

Vorgelegt worden sind statt dessen lediglich zwei kontroverse Gutachten. Unter den gegebenen Umständen bleibt der Enquete-Kommission des 9. Deutschen Bundestages nur die Möglichkeit, sich aus den beiden wechselseitig strittigen Gutachten eine Meinung zu bilden, wieweit das wissenschaftliche Wissen reicht und wo die politische Bewertung beginnt. Im vorliegenden Kapitel wird, nachdem dies in den beiden Studien nicht gelungen ist, gemäß der Empfehlung der Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestags, „herausgearbeitet, welche Aspekte der Studienerkenntnisse einer politischen Bewertung zugeführt werden müssen". Daß keine hinreichende Kooperation stattgefunden hat, dennoch aber jetzt eine Entscheidung der Kommission gewünscht wird, kann tendenziell nur zu einer Verminderung der Konsenschance für das Demonstrationskraftwerk SNR 300 führen.

Was ist den beiden kontroversen Gutachten als Grundlage der politischen Bewertung zu entnehmen?

3.1 Stand der aktuellen Diskussion um die Definition des Risikobegriffs und die Methoden eines Sicherheitsvergleichs

Risikostudien waren relativ zu dem älteren Konzept, kerntechnische Anlagen nach einem „Größten anzunehmenden Unfall" (GAU) auszulegen, durch die Berücksichtigung von Unfallwahrscheinlichkeiten und durch die Differenzierung verschiedener Unfalltypen (Freisetzungskategorien) ein großer Fortschritt in der Sicherheitsforschung. Dabei haben Fehlerbaumanalysen (zur Hochrechnung der Zuverlässigkeit von Systemen oder Teilsystemen aus den Versagenswahrscheinlichkeiten von Komponenten) vor allem zur Ermittlung von Schwachstellen beigetragen, so daß eine größere Gleichmäßigkeit und Verhältnismäßigkeit des Sicherheitsaufwands erreicht werden konnte. Derartige Erfolge sind bisher vor allem in der Luft- und Raumfahrt erzielt worden, jedoch auch bereits in der Kerntechnik. Durch die „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke" (1979) wurde z. B. gezeigt, daß der größte Beitrag zur Häufigkeit von Kernschmelzen durch menschliche Fehlhandlungen bei der Beherrschung von kleinen Lecks in einer Hauptkühlmittelleitung und nicht durch das große Leck zustande kommt, das als Auslegungsstörfall die sicherheitstechnische Gestaltung der Anlagen maßgeblich beeinflußt hatte.

Risikostudien konkurrieren nicht mit den Prüfungen im Rahmen des behördlichen Genehmigungsverfahrens, sondern beginnen dort, wo das Genehmigungsverfahren aufhört. Im Genehmigungsverfahren wird überprüft, ob ausgewählte Störfälle, zu deren Beherrschung die Anlage ausgelegt sein soll („Auslegungsstörfälle"), durch die vorgesehenen Schutz- und Sicherheitssysteme tatsächlich mit hinreichender Zuverlässigkeit beherrscht werden, d. h. daß dabei in der Umgebung die maximal zulässigen Strahlenbelastungen nicht überschritten werden. Die Aufgabe einer Risikoanalyse ist es demgegenüber, die möglichen Konsequenzen der Freisetzung von Radioaktivität beim Versagen der verschiedenen Sicherheitseinrichtungen zu ermitteln und den verschiedenen Unfalltypen („Freisetzungskategorien") Wahrscheinlichkeiten zuzuordnen. Risikostudien werden im Rahmen des Genehmigungsverfahrens nicht verlangt, in Zukunft jedoch möglicherweise eine größere Bedeutung gewinnen. Die Studie der GRS über das Demonstrationskraftwerk SNR 300 hat gezeigt, daß derartige Analysen sogar bei einer relativ unvollkommenen Datenbasis technische Schwachstellen (s. u. 3.7) deutlich werden lassen können.

Was Risikostudien letztlich einmal leisten können sollten, bemißt sich an der Forderung der Hypothetizität (Häfele 1972). Hier handelt es sich darum, daß es bei der großindustriellen Einführung der Kernenergie nicht mehr zu verantworten ist, die unvorhergesehenen Eventualitäten durch ‚Versuch und Irrtum' zu erfahren und dann zu berücksichtigen. Wollte man nämlich Versuch und Irrtum, die Begleiter aller herkömmlichen Technik, auch für die Reaktorsicherheit etc. gelten lassen, so ergäbe sich, daß „the magnitude of the technological implications thus becomes comparable with the constraints which determine our normal life", d. h. die Wirkungen würden den Rahmen sprengen, in dem sie untersucht und korrigiert werden sollten. Hier in herkömmlicher Weise Erfahrungen sammeln zu wollen, würde die Erhaltung der Lebensbedingungen gefährden. Kerntechnische Systeme sollten dementsprechend von vornherein so konstruiert werden, daß ihre Sicherheit aus der Konstruktion optimal zu beurteilen ist. Demgegenüber ist die Reihenfolge der Prioritäten für technische Anlagen herkömmlicher Art, daß sie (1) ihren Zweck erfüllen und (2) sicher sind. An die *Beurteilbarkeit* der Sicherheit und an hier mögliche Verbesserungen denken in der Regel erst die, welche eine fertigkonstruierte Anlage schließlich auf ihre Sicherheit hin zu beurteilen haben.

Bisher genügen jedoch weder die kerntechnischen Anlagen dem Postulat der Hypothetizität noch sind Risikostudien imstande, diese Diskrepanz adäquat zu beurteilen. Ein Hauptgrund dafür ist die einseitig ingenieurwirtschaftliche Ausrichtung der Risikoanalytik. Verengungen ergeben sich zunächst durch die versicherungswirtschaftliche Aggregation von Risiken (Produktbildung aus Wahrscheinlichkeit und Schadensausmaß), sodann und vor allem durch die Beschränkung der Analyse auf spezielle Schadensursachen und Schadensarten:

Produktbildung: Für versicherungswirtschaftliche Zwecke ist es üblich, verschiedene Unfälle — soweit sie ein gemeinsames Maß (die Kosten) haben — mit ihren Wahrscheinlichkeiten zu gewichten und zu einem „Kollektivrisiko" zu integrieren. Die in dieser Zusammensetzung unausdrücklich vorausgesetzte *Bewertung* z. B. von einhundert Unfällen mit je einem Todesfall gleich einem Unfall mit einhundert Toten ist allerdings auch versicherungswirtschaftlich nur insoweit gerechtfertigt, wie das Versicherungsunternehmen nicht durch katastrophale Schäden überfordert werden kann. Für kerntechnische Anlagen ist diese Voraussetzung nicht erfüllt, so daß sehr große und unwahrscheinliche Unfälle auch gar nicht versicherungsfähig sind. Hier ist sozusagen einmal hundert schon betriebswirtschaftlich nicht gleich hundertmal eins. Wieweit derartige Gefahren überhaupt akzeptabel sind, ist keine wirtschaftliche Frage mehr, sondern nur noch politisch zu bewerten. Im Rahmen ihres Kriterienrasters zur politischen Bewertung von Energietechnologien hat die Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages dementsprechend gefordert, Energiesysteme sollten sowohl hinsichtlich ihres Risikos (im Sinn des Produkts aus Eintrittswahrscheinlichkeit und Schadensausmaß) als auch hinsichtlich ihres maximalen Schadensausmaßes nach den dort entwickelten Kriterien politisch vertretbar sein. Das Schadensausmaß großer — wenn auch seltener — Unfälle bedarf danach einer gesonderten politischen Bewertung neben den versicherungsfähigen Risiken. Dieser Beurteilung hat sich inzwischen auch der Sachverständigenrat für Umweltfragen (1981) angeschlossen. Die Frage ist, wie Staat und Gesellschaft insgesamt den maximal möglichen Schaden überstehen und relativ zu einem angestrebten Nutzen verantworten können.

Beschränkung auf spezielle Unfallursachen: In der Risikoanalyse werden nur „technische Ursachen" von Unfällen und zufällige Einwirkungen von außen (Erdbeben und Flugzeugabstürze) in Rechnung gestellt. Außer acht bleiben Risikobeiträge durch

— nichtgeplante Eingriffe des Betriebs- oder Wartungspersonals, soweit sie die Unfallwahrscheinlichkeit erhöhen, und unberücksichtigte menschliche Fehlbehandlungen bei Instandsetzungsmaßnahmen;

— Einwirkungen Dritter, z. B. durch Sabotage- und Terrorakte;

— Kriegseinwirkungen;

— unvorhergesehene (unerwünschte) soziale und politische Entwicklungen.

Alle diese nichtberücksichtigten — und mit dem ingenieurwissenschaftlichen Instrumentarium der Risikoanalytik methodisch auch gar nicht zu berücksichtigenden — Risiken können die in den vorliegenden Studien in Rechnung gestellten Risiken um ein Vielfaches übertreffen, so daß über den ausgewiesenen technischen Risiken nicht die möglicherweise viel größeren unausgewiesenen nichttechnischen Risiken vergessen werden dürfen. Dabei ergeben sich die letzteren vornehmlich aus Erhöhungen der Unfall*wahrscheinlichkeiten.* Das Schadens*ausmaß* bleibt dem von Unfällen aufgrund technischer Ursachen vergleichbar, was zwar keine drastischen Erhöhungen, jedoch immer noch Erhöhungen um etwa eine Zehnerpotenz zuläßt.

Beschränkung auf spezielle Schadensarten: Mit dem derzeitigen Instrumentarium der Risikoanalytik können nur die ingenieurwirtschaftlich faßbaren Schadensarten wie Todesfälle und Produktionsschäden (z. B. in der Landwirtschaft) berücksichtigt werden. Das Instrumentarium ist dementsprechend blind für Schäden, die nur in der Sprache der Sozialwissenschaften oder der Politik beschrieben werden können, zum Beispiel

— Änderungen der Verteidigungsfähigkeit der Bundesrepublik Deutschland aufgrund des Schadenspotentials kerntechnischer Anlagen;

— Einschränkungen staatsbürgerlicher Rechte im Interesse der — nicht nur technischen — sondern sozialen Sicherung dieser Anlagen;

— Belastungen künftiger Generationen z. B. durch Entsorgungsaufgaben;

— die Erhöhung der Kriegsgefahr durch die internationale Verbreitung von Kernwaffen aufgrund der Verbreitung der *intentional* friedlichen Kernenergienutzung;

— die Gefährdung sozialer und politischer Strukturen durch seltene, im Fall des Eintretens jedoch katastrophale Unfälle.

Die in der technischen Risikoanalytik nichterfaßten Schadensarten sind der Gegenstand von Untersuchungen der Sozialverträglichkeit und internationalen Verträglichkeit kerntechnischer Anlagen. Wieweit das Demonstrationskraftwerk SNR 300 sich in diesen Hinsichten von Leichtwasserreaktor-Kraftwerken unterscheidet, ist den risikoorientierten Studien nicht zu entnehmen.

Bei der Bewertung der Ergebnisse von Risikostudien darf also deren spezifische Zielsetzung und die Beschränkung ihres Untersuchungsbereichs nicht außer acht gelassen werden. Was Risikostudien erfolgreich leisten (z. B. die Schwachstellenanalyse), wird nur dann recht gewürdigt, wenn man sich bei der Interpretation ihrer Ergebnisse gleichermaßen vergegenwärtigt, was sie *nicht* leisten, bzw. in welchen *Grenzen* sie erfolgreich und aussagekräftig sind.

Was das Problem der Produktbildung angeht, so sind die vorliegenden Analysen auch dann brauchbar, wenn auf eine Zusammenfassung der einzelnen Ergebnisse zu Risiken und einem Kollektivrisiko verzichtet wird. In diesem Sinn kann die bereits von der Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages hervorgehobene Tragweite der Frage nach dem maximal möglichen Schadensausmaß von Unfällen, soweit die beiden vorliegenden Studien reichen, einer politischen Bewertung zugeführt werden. Demgegenüber hat die Enquete-Kommission des 9. Deutschen Bundestages sich mit den Schadensursachen und Schadensarten, die ein Risiko unter sozialen Aspekten bewertbar machen, bisher weder beschäftigt noch kann den vorliegenden Risiko-

studien dazu etwas anderes entnommen werden als ihre Nichteinschlägigkeit.

Nun mag es gerechtfertigt sein, den Horizont von Risikostudien methodisch so einzugrenzen, daß sie nur technische Ursachen von Unfällen berücksichtigen, und die sozialen bzw. politischen Schadensursachen und Schadensarten systematisch auszublenden. Das Risikokonzept sollte dann aber auch ausdrücklich als eine Teilfrage der Sicherheit technischer Anlagen in einem weiteren Sinn verstanden werden, so daß zur Sicherheit über das (technische) Risiko hinaus auch die nichttechnischen Schadensarten und Unfallursachen gehören. In diesem Verständnis ist Sicherheit nur dann gewährleistet, wenn auch die Risiken klein genug sind, aber die Kleinheit von Risiken gewährleistet noch keine Sicherheit. Die entscheidende von der Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages gestellte Frage, ob „die Sicherheit Schneller Brutreaktoren nicht unter der eines modernen Leichtwasserreaktors“ liegt bzw. mit ihr „vergleichbar ist“ (Minderheitsvotum), ist dann nicht allein aufgrund von Risikostudien zu beantworten, sondern dazu müßten auch die übrigen Dimensionen der Sicherheit einer politischen Bewertung zugeführt werden.

Daß Risikostudien für die Beurteilung der Sicherheit technischer Anlagen nur von einem — in der angegebenen Weise — begrenzten Wert sind, ist den Autoren derartiger Analysen in der Regel nicht hinreichend bewußt. So wird z. B. in der GRS-Studie *generell* behauptet, „daß der Beitrag des menschlichen Einflusses zur Häufigkeit von Unfällen, die zur Kernzerstörung führen, innerhalb der ermittelten Bandbreiten der Aussagesicherheit liegt“.

3.2 Vergleich der technischen Systemeigenschaften des Demonstrationskraftwerks SNR 300 mit denen eines Leichtwasserreaktors

Das geplante Demonstrationskraftwerk SNR 300 hat gegenüber Leichtwasserreaktoren moderner Bauart eine Reihe von sicherheitstechnischen Nachteilen, die durch entsprechende Vorkehrungen ausgeglichen werden müssen.

(1) Wegen des positiven Kühlmitteldichte-Reaktivitätskoeffizienten kann durch Natrium-Sieden oder eingedrungene Gasblasen eine nukleare Leistungsexkursion — d. h. ein ‚Durchgehen‘ des Reaktors in einer unkontrollierten nuklearen Kettenreaktion — ausgelöst werden, die den Kern zerstört (Bethe-Tait-Unfall). Durch die Freisetzung mechanischer Energie wird dann auch der Kühlmittel- und Brennstoffeinschluß gefährdet (Reaktortank, Reaktordeckel, Kühlmittelkreisläufe). Der SNR 300 ist zwar gegen eine kernzerstörende Leistungsexkursion bis zu 370 MJ (mechanische) Energiefreisetzung ausgelegt, jedoch kann dieser Wert nach übereinstimmendem Urteil der beiden risikoorientierten Studien überschritten werden.

(2) Die Abschaltung des SNR 300 erfordert wegen des positiven Kühlmitteldichtekoeffizienten der Reaktivität ein aktives Abschaltsystem. Ein Kühlmittelverlust und ein Abschmelzen des Reaktorkerns führen dagegen beim Druckwasserreaktor wegen der dort inhärenten Sicherheit durch den negativen Kühlmitteldichtekoeffizienten passiv zur Abnahme der Reaktivität. Eine Kettenreaktion mit schnellen Neutronen ist beim Druckwasserreaktor nicht möglich.

(3) Das Kühlmittel Natrium ist bei Anwesenheit von Sauerstoff und Feuchtigkeit leicht brennbar, reagiert bei direktem Kontakt mit Wasser chemisch sehr heftig und wirkt in Verbindung mit bestimmten Verunreinigungen korrosiv.

(4) Brüter-Kraftwerke sind Plutoniumkraftwerke. Plutonium ist in einem Maß giftig und zugleich explosiv wie kein anderer Stoff, der je synthetisch hergestellt worden ist.

Technische Vorteile des SNR 300 gegenüber einem Leichtwasserreaktor sind,

(5) daß bei Lecks im Primärsystem das Kühlmittel nicht ausdampft und daß die Wärmeübertragungssysteme bei niedrigem Druck betrieben werden können;

(6) daß die Nachwärmeabfuhr durch Naturumlauf gewährleistet ist, solange der Kühlmittelkreislauf nicht unterbrochen ist.

Der wesentliche Vorteil von Brutreaktoren gegenüber Leichtwasserreaktoren ist,

(7) daß (auf dem Umweg über die kernchemische Plutoniumsynthese) in ihnen das Uranisotop U-238 in größerem Umfang zur Energiegewinnung genutzt werden kann, so daß sich ein besserer Wirkungsgrad in der Ausnutzung der Uranressourcen ergibt. Ob diese technische Verbesserung einmal wirtschaftlich sein wird, ist allerdings zweifelhaft.

Ein systembedingter *politischer* Nachteil von Brütern gegenüber Leichtwasserreaktoren ist:

(8) Der SNR 300 hat einen kompakten Kern mit hoher Plutoniumanreicherung. Frische Mischoxidbrennelemente sind unmittelbar, d. h. ohne Trennung von Uran und Plutonium, waffentauglich. Der radiale Brutmantel des SNR 300 enthält nach einigen Betriebsjahren Plutonium, das mittelbar, d. h. nach Abtrennung des Urans, von höchster („super-grade“) waffentechnischer Qualität ist und einem Äquivalent von einigen Dutzend Plutonium-Sprengkörpern entspricht.

3.3 Vollständigkeit der in den vorliegenden Studien betrachteten Einleitungsereignisse und Unfallabläufe

Die möglichen unfallauslösenden Ereignisse werden in der Risikoanalytik nur technisch definiert, so daß aus der Unvollständigkeit der berücksichtigten Unfallursachen (s. o. 3.1) keine Unvollständigkeit der berücksichtigten Einleitungsereignisse folgt. Eine systematische Unvollständigkeit ergibt sich jedoch dadurch, daß Unfalltypen, deren Wahrscheinlichkeit nach subjektivem Ermessen (aufgrund technischer Erfahrung) als sehr klein vermutet wird, risikoanalytisch nicht berücksichtigt werden. Diese Vernachlässigung ist für die Abschätzung des maximalen Schadensausmaßes von Bedeutung. Es sieht allerdings so aus, daß nach dem bisherigen Stand des Wissens ein Vollständigkeitsbeweis auch dann nicht geführt werden könnte, wenn die (angenommenermaßen) sehr seltenen Ereignisse und Abläufe berücksichtigt würden.

Wenn der Nachweis der vollständigen Erfassung aller Ereignisabläufe risikoanalytisch grundsätzlich nicht geführt werden kann, wäre dies vor allem unter Gesichtspunkten der Hypothetizität von weitreichender Bedeutung. In der Vergangenheit war allerdings die Fehlerbaummethode (bzw. Ereignisablaufbaum-Analyse) durch ihre Systematik ein wesentlicher Fortschritt, so daß hinsichtlich der Hypothetizitätsforderung auch in Zukunft weitere Fortschritte denkbar bleiben. Interessant wäre vielleicht die grundsätzliche Einbeziehung des Kriteriums der risikoanalytischen Beurteilbarkeit in die technische Optimierung (s. o. 3.1). Zweifel an der Vollständigkeit der vorliegenden Analysen zum Demonstrationskraftwerk SNR 300 ergeben sich ja nicht zuletzt daraus, daß diese Anlage unter Gesichtspunkten der risikoanalytischen Beurteilbarkeit eine (nach mancherlei Änderungen) eher verworrene und nicht auf Überschaubarkeit der Abläufe hin optimierte Konstruktion ist.

Politisch ist zu berücksichtigen, daß das aufgrund der Unvollständigkeit der Analyse verbleibende „Restrisiko" auch dann nicht als klein angenommen werden darf, wenn man es mit den Autoren der GRS-Studie für unwahrscheinlich hält, daß etwas Wesentliches vergessen worden ist. Denn *die Wahrscheinlichkeit, daß etwas vergessen worden ist, ist nicht gleich der Wahrscheinlichkeit, daß das Vergessene passiert.* Die Annahme, daß das Restrisiko klein sei, ist grundsätzlich ungerechtfertigt, solange nicht dem Kriterium der Hypothetizität genügt wird. *Dementsprechend ist nicht auszuschließen, daß das Restrisiko groß ist.*

3.4 Vollständigkeit der betrachteten Folgen von Unfällen

Eine Unvollständigkeit der Folgenabschätzung ergibt sich in den vorliegenden Studien zunächst daraus, daß Unfalltypen, deren Wahrscheinlichkeit nach subjektivem Ermessen (aufgrund technischer Erfahrung) für sehr klein — nämlich kleiner als 10^{-9} p. a. — gehalten wird, nicht berücksichtigt worden sind. Die Auswirkungen von Ereignisabläufen, für die eine Eintrittshäufigkeit von weniger als 10^{-9} p. a. vermutet wird, sind dementsprechend nicht untersucht worden.

Kontrovers zwischen den beiden risikoorientierten Studien und dementsprechend problematisch ist außerdem der maximale Anteil an radioaktiven Substanzen, der durch die untersuchten Unfälle freigesetzt werden kann, also die quantitative Vollständigkeit der abgeschätzten Unfallfolgen.

Im übrigen bleibt festzuhalten, daß Schadensarten, die in den ingenieurwirtschaftlichen Kategorien der Risikoanalytik gar nicht definiert sind, für den Sicherheitsvergleich in den vorliegenden Untersuchungen auch nicht erfaßt werden konnten. Derartige Schadensarten sind u. a. Änderungen der Verteidigungsfähigkeit, Einschränkungen staatsbürgerlicher Rechte, Belastungen künftiger Generationen, die Proliferation von Kernwaffen und die Gefährdung von Sozialstrukturen (s. o. 3.1). Diese Beschränkung ist von den Autoren der risikoorientierten Studien zum SNR 300 teilweise auch ganz ausdrücklich betont worden. Die risikoanalytische Beschränkung auf wenige ausgewählte Schadensarten oder auf ein bloßes Segment des tatsächlichen Unfallgeschehens mag arbeitsökonomisch zu begründen sein, ergibt jedoch eine beträchtliche Diskrepanz der Daten zu den Tatsachen, die es *politisch* zu bewerten gilt. Z. B. ist der „charakteristischen Größe", daß es bei einem bestimmten Unfalltyp etwa 40 000 Todesfälle als „Spätschäden" geben wird, nicht einmal ohne weiteres zu entnehmen, daß es über die Anzahl der Todesfälle hinaus auch eine Betroffenheit durch die Angst geben wird, in Zukunft an den Unfallauswirkungen zu sterben. Betroffen sind in diesem Sinn nicht allein 40 000, sondern viele Mio. Menschen, die jahrelang nicht wissen, wer von ihnen zu den 40 000 gehören wird. Gilt dies für alle kerntechnischen Anlagen, so gibt es z. B. hinsichtlich der Schadensart Kernwaffenverbreitung wesentliche Unterschiede zwischen Brut- und Leichtwasserreaktoren.

3.5 Angemessenheit der Methoden

Die vorangegangenen Überlegungen zeigen, daß die bloße *Risiko*analyse einer technischen Anlage keine hinreichende Grundlage für die politische Beurteilung der *Sicherheit* dieser Anlage sein kann. Insbesondere sind die risikoorientierten Analysen zum Demonstrationskraftwerk SNR 300 wegen der nichtberücksichtigten Schadensursachen und Schadensarten noch keine hinreichende Grundlage für die an-

gestrebte politische Beurteilung der *Sicherheit* dieses Kraftwerks durch den Deutschen Bundestag. Unabhängig davon ergeben sich methodische Unzulänglichkeiten dadurch, daß auch das beschränkt risikoanalytische Instrumentarium für das Demonstrationskraftwerk SNR 300 nur bedingt tragfähige Aussagen ergibt oder gar nicht anwendbar ist. Problematisch ist einerseits die Berücksichtigung von Mehrfachausfällen, andererseits die Datenbasis der vorliegenden Untersuchungen. Obwohl es grundsätzlich sinnvoll ist, Unfälle vor allem durch eine Erhöhung der Zuverlässigkeit verhindern und sie nicht nur in ihrem Schadensausmaß beschränken zu wollen, erweisen sich die probabilistischen Daten im Fall des SNR 300 leider als nicht hinreichend gesichert.

Mehrfachausfälle (Common-Mode-Ausfälle, CMA)

Baugleichheiten oder funktionelle Abhängigkeiten innerhalb eines technischen Systems können dazu führen, daß mehrere Komponenten oder Teilsysteme durch ein gemeinsam auslösendes Ereignis etwa gleichzeitig ausfallen. Die richtige Beurteilung von Mehrfachausfällen ist für den SNR 300 als eine Demonstrationsanlage von besonderer Bedeutung, weil das Ergebnis der Zuverlässigkeitsanalyse hier stärker durch derartige Ausfälle bestimmt wird als beim Druckwasserreaktor, für den eine größere Betriebserfahrung vorliegt. Tatsächlich liefern die Ausfälle gemeinsamer Ursache beim SNR 300 den dominanten Beitrag zur Ausfallwahrscheinlichkeit, z. B. der Reaktorschnellabschaltung.

Die richtige Berücksichtigung von Common-Mode-Ausfällen ist ausschlaggebend für das Ergebnis von Risikoanalysen. Z. B. beträgt die Wahrscheinlichkeit für den gleichzeitigen Ausfall zweier Komponenten, die je für sich mit der Wahrscheinlichkeit 1/100 p. a. ausfallen, nur 1/10 000, wenn es für diese Ausfälle keine gemeinsame Ursache gibt, anderenfalls jedoch ebenfalls 1/100. Zur Berücksichtigung von Common-Mode-Ausfällen wird risikoanalytisch zunächst mit unabhängigen Wahrscheinlichkeiten gerechnet — d. h. so als ob es keine Common-Mode-Ausfälle gebe — und dem Ergebnis dann von Fall zu Fall (nach der sogenannten „Betafaktormethode") ein bestimmter Prozentsatz zugeschlagen. Daß dieses Verfahren theoretisch höchst unbefriedigend ist und dementsprechend wohl schwerlich die Bezeichnung „Methode" verdient, liegt auf der Hand.

Ein weitreichendes Beispiel ist die Abschätzung der Wahrscheinlichkeit dafür, daß die beiden Schnellabschaltsysteme des Brutreaktors im Demonstrationskraftwerk SNR 300 gleichzeitig, d. h. aufgrund einer gemeinsamen Ursache versagen. In der GRS-Studie wird jedem der beiden Abschaltsysteme für sich eine Ausfallwahrscheinlichkeit von 10^{-4} p. a. zugeschrieben, so daß die Wahrscheinlichkeit für den *unabhängigen* Ausfall beider Systeme 10^{-8} p. a. sein würde. Nun sind die beiden Systeme wegen des gemeinsamen Reaktortanks, des gemeinsamen Mediums, der annähernd gleichen Umgebungsbedingungen, des gemeinsamen Kerngerüsts sowie des Spülgassystems und sonstiger Gemeinsamkeiten sicher nicht unabhängig, wenn auch wohl „weitgehend" unabhängig voneinander. Unter diesen Umständen wurde „pessimistisch" ein Wert in der Mitte der genannten Größenordnungen, d. h. eine Ausfallwahrscheinlichkeit von 10^{-6} p. a. angenommen. Sich in dem Intervall (10^{-8}, 10^{-4}) mangels genaueren Wissens für die (geometrische) „Mitte" zu entscheiden, mag ingenieursmäßig dem richtigen Gefühl für die Systemeigenschaften der Anlage folgen und sich dermaleinst vielleicht sogar als zutreffend herausstellen, ist wissenschaftlich einstweilen jedoch nicht nachvollziehbar, ist also theoretisch durchaus unbefriedigend — zumal dann, wenn das betreffende Störfall-Einleitungsereignis (unzureichender Kühlmitteldurchsatz durch den Kern = UKDS) in der Folge den *Basisfall* für die weitere Unfallanalyse abgibt.

Datenbasis

Unabhängig davon, daß durch Risikostudien immer nur ausgewählte Sicherheitseigenschaften bzw. Gefahren einer Bewertung zugeführt werden können, unterliegt eine Risikostudie für eine noch im Bau befindliche Anlage, deren Funktionieren erstmalig demonstriert werden soll, noch besonderen Beschränkungen der Aussagefähigkeit. Während das *maximale Schadensausmaß* von Unfällen beim Versagen der wesentlichen Sicherheitseinrichtungen schon aufgrund des radioaktiven Inventars noch einigermaßen übersehbar ist, können die *Wahrscheinlichkeiten*, mit denen die Sicherheitseinrichtungen versagen, nur sehr unvollkommen bestimmt werden. Abschätzungen sind (a) vor allem dort problematisch, wo auch mit den Komponenten — von denen aus in der Fehlerbaumanalyse hochgerechnet wird — allenfalls Versuchserfahrungen vorliegen, also insbesondere bei den SNR-spezifischen Komponenten, die in ihrer Auslegung, ihrer Funktion und in ihrem Betriebsverhalten von dem neuartigen Kühlmittel Natrium bestimmt werden. Derzeit zu berücksichtigen ist außerdem, daß (b) wichtige betriebliche Unterlagen (Betriebshandbuch, Wartungspläne) noch gar nicht existieren und daß viele Anlagenteile von den zuständigen Behörden noch nicht genehmigt sind, so daß obendrein die Zuordnung von Ergebnissen zum Demonstrationskraftwerk SNR 300 nicht ohne weiteres gerechtfertigt ist.

(a) Die vorliegenden Untersuchungen sind also zunächst daraufhin zu bewerten, ob die Unsicherheiten, die in die Modellannahmen und in die Schätzungen einzelner Zahlenwerte einfließen, als soweit eingegrenzt angesehen werden dürfen, daß überhaupt noch bestimmte Aussagen nachvollziehbar zu begründen sind, die Analyse also mehr ergibt als eine Artikulation der Vorgefühle von Kennern. Offensichtlich problematisch ist in dieser Hinsicht, daß die Wahrscheinlichkeit, mit der der Auslegungswert der Freisetzung mechanischer Energie beim SNR 300 (d. h. 370 MJ) überschritten wird, in der GRS-Studie neben eigenen Überlegungen durch eine Umfrage unter Experten „ermittelt" wurde. Als Experte galt dabei, wer erfolgreich zur Entwicklung der Brütertechnik beiträgt oder dazu beigetragen hat, wer sich also für diese Entwicklung engagiert, sich davon etwas verspricht und dementsprechend nicht

unbefangen ist. Soweit das Ergebnis auf dieser Umfrage beruht, entsteht das Problem, wieweit eine Technologie, für die es weltweit in einer entscheidenden Frage nur ein knappes Dutzend Experten, die zugleich Interessenten sind, gibt, schon anwendungsreif ist, solange eine unabhängige Begutachtung nicht möglich oder nicht hinreichend nachvollziehbar ist. Vertrauenswürdig ist eine neue Technik doch wohl erst dann, wenn die „Experten" sich die Zweifel kritischer und unabhängiger Gutachter gefallen lassen und es auf diese Weise zu nachvollziehbaren Bewertungen kommt. Jedoch verdient die betreffende Befragung in dieser Hinsicht eigentlich nicht besonders hervorgehoben zu werden, denn die GRS-Studie beruht auch sonst sehr weitgehend auf subjektiven Schätzungen und ‚engineering judgments' von der Konstruktion der Modelle („Codes") bis hin zu den Eintrittshäufigkeiten der störfallauslösenden Ereignisse und den Versagenswahrscheinlichkeiten der zur Störfallbeherrschung vorgesehenen Systeme. Dabei ist es keineswegs auszuschließen und vielleicht sogar wahrscheinlich, daß die Ingenieure sich jeweils von den richtigen Gefühlen leiten lassen. Problematisch ist nur die *Nachvollziehbarkeit* dieser subjektiven Einschätzungen.

(b) Soweit den abgeschätzten bzw. nach dem Ermessen der Experten festgelegten Anforderungs- und Ausfallwahrscheinlichkeiten der Sicherheitssysteme empirische Daten zugrunde liegen, sind sie nur teilweise auf das Demonstrationskraftwerk SNR 300 übertragbar. Dies gilt insbesondere für den unkontrollierten Kerndurchsatzstörfall (UKDS), der in der GRS-Untersuchung als *Basisfall* behandelt wird und dessen Häufigkeitsabschätzung auf Daten für den französischen Reaktor Phénix beruht.

Daß die bisherigen Abschalthäufigkeiten des Reaktors Phénix auch für den SNR 300 eine obere Schranke abgeben, mag technisch plausibel sein und sich dermaleinst sogar als zutreffend erweisen, ist derzeit jedoch wieder nur eine subjektive Schätzung. Man könnte sonst ja auch alle Daten vom Phénix übernehmen und brauchte den SNR 300 gar nicht erst zu bauen.

Schlußfolgerung

Aus der methodischen Kritik an der Festlegung von Wahrscheinlichkeiten des Versagens der Sicherheitseinrichtungen durch Experten sind zweierlei Konsequenzen möglich. Die eine ist, daß die politische Bewertung des Demonstrationskraftwerks SNR 300 durch den Deutschen Bundestag, was die Wahrscheinlichkeiten von technischen Unfällen angeht, sich vertrauend auf das subjektive Ermessen der Experten stützen müsse. Gegen das Vertrauen in das Ermessen der technischen Experten spricht vor allem, daß es dazu keiner Enquete-Kommission bedurft hätte, und daß die *Nachvollziehbarkeit* der Expertenschätzungen ein entscheidendes Kriterium ist, unter dem die risikoorientierten Studien einer *politischen* Bewertung zuzuführen sind. Dementsprechend bleibt nur die andere *Konsequenz: die in den Risikostudien für das Demonstrationskraftwerk SNR 300 behaupteten technischen Unfallwahrscheinlichkeiten als wissenschaftlich nicht hinreichend gesichert anzusehen.* Insoweit das Restrisiko nicht als klein angenommen werden darf (s. o. 3.3) und die risikoanalytisch gar nicht zu berücksichtigenden, unter Gesichtspunkten der Sicherheit im weiteren Sinn jedoch einzubeziehenden nichttechnischen Unfallursachen ohnehin viel größer sein können als die technischen Unfallwahrscheinlichkeiten, ist dieser Mangel letztlich allerdings weniger gravierend als bei der Beschränkung auf lediglich technische Unfallursachen.

3.6 Vergleich der Möglichkeiten und Auswirkungen von Sabotage, Terror und Krieg

In den vorliegenden Risikostudien zum Demonstrationskraftwerk SNR 300 sind Risikobeiträge durch

— ungeplante Eingriffe des Betriebspersonals sowie unberücksichtigte menschliche Fehlhandlungen bei Instandsetzungs- und Wartungsmaßnahmen,

— Einwirkungen Dritter, z. B. durch Sabotage- und Terrorakte,

— Kriegseinwirkungen sowie

— unvorhergesehene soziale und politische Entwicklungen

ausdrücklich nicht untersucht worden. Die GRS-Studie rechtfertigt diese Auslassung dadurch, daß die Wahrscheinlichkeiten derartiger Ereignisse noch schlechter quantifizierbar seien als die von Störfällen aus technischen Ursachen, und daß es methodisch sogar außerordentlich zweifelhaft sei, wieweit ein probabilistisches Modell zur Behandlung derartiger Fragestellungen überhaupt brauchbar sein könne.

Wahrscheinlichkeit

Unstrittig ist, daß die Möglichkeit ungeplanter und unerwünschter Eingriffe die Wahrscheinlichkeit von Unfällen erhöht. Zur Bewertung dieser Möglichkeit wird in der GRS-Studie erklärt, daß die in der Vergangenheit aufgetretenen Störungen in Kernkraftwerken überwiegend durch technische Ursachen und nicht durch menschliche Fehlhandlungen ausgelöst worden seien (die amerikanische NRC berichtet 40% Verursachungen durch Fehlverhalten).

Nach Meinung der GRS liegen außerdem generell, d. h. auch für die Zukunft, keine Anhaltspunkte dafür vor, daß das aus Einwirkungen Dritter resultierende Risiko deutlich höher sei als das aufgrund technischer Störungen. Dabei wird vorausgesetzt, es sei sehr *„unwahrscheinlich"*, daß Unbefugte sich überhaupt Zutritt zu sicherheitstechnisch wichtigen Bereichen verschaffen können. Diese Voraussetzung ist durch die risikoanalytischen Untersuchungen nicht gedeckt und nach dem Stand des Wissens in den einschlägigen Analysen unzutreffend.

Ob Risikobeiträge durch ungeplantes menschliches Verhalten sowie durch unerwünschte soziale und politische Entwicklungen niedriger sind als die aufgrund technischer Störungen, wäre allenfalls zu beurteilen, wenn wir jeweils die Kriegswahrscheinlichkeit sowie die sozialer Unruhen, terroristischer Aktivitäten etc. kennen würden. Da diese Wahrscheinlichkeiten weder bekannt noch überhaupt sinnvoll zu definieren sind, ist die Behauptung nicht berechtigt, Risikobeiträge aufgrund technischer Störungen seien größer als die aufgrund nichttechnischer Ursachen.

Auch für die Zukunft ist also nicht damit zu rechnen, daß Schäden in Kernkraftwerken durch ungeplantes menschliches Verhalten sowie durch unerwünschte soziale und politische Entwicklungen weniger ‚wahrscheinlich' als technische Unfälle sein werden. Vieles spricht sogar dafür, daß mit derartigen Schäden in der Zukunft sehr viel eher zu rechnen sein wird als in den letzten Jahrzehnten, denn Kernkraftwerke sind bisher fast nur im sozialen und politischen Frieden betrieben worden, also unter weltgeschichtlich nicht repräsentativen Bedingungen.

Ob ungeplante Eingriffe und unerwünschte Entwicklungen im Demonstrationskraftwerk SNR 300 eher zu Unfällen führen können als in einem Druckwasserreaktor-Kraftwerk moderner Bauart, ist allenfalls qualitativ zu beurteilen. Insoweit das Ziel derartiger Eingriffe die Freisetzung von Spaltprodukten (oder die Drohung damit) ist, hängt die entsprechende Attraktivität einerseits vom erzielbaren Schadensausmaß, andererseits vom Symbolwert einer Aktion in bezug auf die betreffende Anlage ab. Hier bleibt das Schadensausmaß gesondert zu erörtern, die symbolische Bedeutung eines Anschlags auf den Demonstrationsbrüter — den erklärten Wegweiser in eine tausendjährige Atomenergiezukunft — ist jedoch zweifellos größer als die eines Anschlags auf irgendein Dutzendkraftwerk. Und soweit das Ziel die Gewinnung von atomarem Sprengstoff ist, wobei der Anschlag sich auf frischangelieferte Brennstäbe im Kraftwerk oder auf deren Transport richten würde, ist das Brüterkraftwerk SNR 300 wegen des viel höheren Anteils an spaltbaren Plutoniumisotopen sogar erheblich attraktiver als ein Druckwasserreaktor. Frischer Mischoxidbrennstoff mit der im SNR 300 ursprünglich vorgesehenen Plutoniumanreicherung ist unmittelbar waffentauglich. Abgebrannte Brennelemente aus dem radialen Brutmantel enthalten Plutonium von hoher waffentechnischer Qualität (s. o. 3.2). Sowohl hinsichtlich der Freisetzung von Radioaktivität als auch unter waffentechnischen Gesichtspunkten bedeutet das Demonstrationskraftwerk Kalkar also eine größere Gefährdung als ein Kernkraftwerk herkömmlicher Art.

Im Fall von Kriegseinwirkungen ergibt sich ebenfalls ein relativer Nachteil des SNR 300 gegenüber Leichtwasserreaktoren. Nach dem Abschalten des Reaktors in Krisenzeiten klingt nämlich die Radiotoxizität des Nuklidinventars im Leichtwasserreaktor erheblich schneller ab als im Brutreaktor, so daß dessen Gefährdungspotential länger erhalten bleibt.

Daß die Wahrscheinlichkeiten von Unfällen aufgrund ungeplanter und unerwünschter Eingriffe nicht quantitativ bestimmt werden können, fällt angesichts der Tatsache, daß auch die Wahrscheinlichkeiten technischer Unfälle risikoanalytisch nur auf eine methodisch durchaus unzulängliche Weise abschätzbar sind (s. o. 3.5), nicht sonderlich ins Gewicht. Soweit im Rahmen des angestrebten Vergleichs des Demonstrationskraftwerks SNR 300 mit einem Druckwasserreaktor moderner Bauart jedoch quantitative Angaben erwünscht sind, kommt dafür nur das jeweilige Schadensausmaß, in Ermangelung von Gewichtungen also vor allem das *maximale Schadensausmaß*, in Frage.

Maximales Schadensausmaß

In der risikoorientierten Studie der GRS wird für das Demonstrationskraftwerk SNR 300 ein maximales Schadensausmaß von ca. 40 000 Toten (als „Spätschäden") und einer Zerstörung landwirtschaftlicher Nutzflächen berechnet (Unfalltyp oder „Freisetzungskategorie" I, Rechenfall 8). Weitere Schadensarten sind nicht berücksichtigt. Das Ergebnis der GRS bedarf nach den vorangegangenen Überlegungen verschiedener Korrekturen:

(1) Nichtgeplante und unerwünschte Eingriffe durch menschliche Fehlhandlungen, Einwirkungen Dritter, Kriegseinwirkungen und soziale oder politische Entwicklungen beeinflussen zwar vornehmlich die Wahrscheinlichkeit von Unfällen, können jedoch auch eine Erhöhung des Anteils der freigesetzten Radioaktivität bewirken. Insbesondere werden nach der GRS-Studie nur höchstens ca. 5% des Plutoniuminventars freigesetzt, so daß für böswillige Eingriffe zur Vergrößerung dieses Anteils noch ein beträchtlicher Spielraum verbleibt.

(2) Eine zweite Unvollständigkeit der Folgenabschätzung ergibt sich daraus, daß technische Unfalltypen, deren Wahrscheinlichkeit nach dem Ermessen der Autoren für sehr klein gehalten wird, nicht berücksichtigt worden sind. Die Auswirkungen derartiger Abläufe können das berechnete maximale Schadensausmaß also übertreffen (s. o. 3.3). Nicht auszuschließen ist z. B. (auch nach der Expertenumfrage der GRS), daß der Reaktortank-Deckel im Fall des größten Unfalls das Reaktorschutzgebäude (äußeres Containment) durchschlägt.

(3) Die GRS-Studie zeigt, daß bei einem Überdruck oberhalb von 0,6 bar im Bereich der Materialschleuse so große Leckagen auftreten, daß die Dichtheit der Stahlblechhülle nicht mehr gewährleistet ist. Überdrucke oberhalb 0,6 bar ergeben sich insbesondere beim Unfalltyp I, Rechenfall 8. Allerdings könnte der Versagensdruck des äußeren Containments (Reaktorschutzgebäude) durch eine entsprechende Gestaltung der kritischen Stellen auf 0,9 bar Überdruck erhöht werden. Dadurch kann ein wesentlicher Teil der freigesetzten Radionuklide innerhalb des Gebäudes zurückgehalten werden. Ohne diese Verbesserung müßte bei dem betref-

fenden Unfalltyp innerhalb weniger Sekunden mit einem Versagen des äußeren Containments und einem Vielfachen des Schadensausmaßes gerechnet werden. Die Entdeckung dieser Schwachstelle ist ein neuer Erfolg der risikoanalytischen Fehlerbaummethode. Da die Möglichkeit besteht, die kritischen Stellen gegenüber der vorgesehenen Auslegung mit relativ geringem Aufwand so aufzurüsten, daß der Versagensdruck von 0,9 bar erreicht wird, nimmt die GRS-Studie diese Änderung in ihrer Beurteilung bereits vorweg. Dies ist aus der technischen Perspektive vernünftig. Politisch ist hier jedoch der weitere Gesichtspunkt zu berücksichtigen, daß es *dem Deutschen Bundestag schwerlich zukommt, im Rahmen der politischen Beurteilung des Demonstrationskraftwerks SNR 300 technische Modifikationen der beantragten Anlage vorzunehmen. Das Kraftwerk SNR 300 sollte zunächst einmal so beurteilt werden, wie es beantragt ist,* und nicht so, wie es möglicherweise technisch verbessert werden könnte. Vorläufige Rechnungen ergeben, daß unter diesen Bedingungen mit einem jedenfalls dreifach erhöhten maximalen Schadensausmaß zu rechnen ist.

Die Studie der FGSB kommt zu dem Ergebnis, daß mit einer maximalen Freisetzung von 38% des Plutoniuminventars gerechnet werden müsse. Zerstörerische Aktionen sind dabei nicht berücksichtigt. Es ist eine Grundsatzfrage, ob das Gefahrenpotential des Demonstrationskraftwerks SNR 300 *politisch* überhaupt unterhalb von 100% des Inventars an radioaktiven Substanzen angesetzt werden darf.

Eine Erhöhung der Freisetzung von 5% auf wesentlich höhere Anteile ist auf verschiedene Weise denkbar:

— Ein Faktor 3 ergäbe sich bereits dadurch, daß der Reaktor so gebaut wird, wie er jetzt beantragt ist, d. h. ohne die von der GRS bereits vorausgesetzte Verstärkung des äußeren Containments von 0,6 auf 0,9 bar.

— Ein Hinweis auf eine sinnvolle Freisetzungs-Obergrenze weit oberhalb von 5% des Kerninventars ergibt sich auch aus der GRS-Studie. Dort wird für verschiedene Rechenfälle ohne probabilistische Angaben dargestellt, welche der Schutzbarrieren jeweils versagt haben. Beim denkbar schwersten Unfall (Typ I, Rechenfall 8) werden *bis auf* den Abschluß des äußeren Containments *alle* Rückhaltesysteme als ausgefallen betrachtet (Tabelle 9—3). Es ist ein plausibler Zugang zum maximalen Schadensausmaß, nicht das Schadenspotential des gesamten Radioaktivitätsinventars, sondern den Reaktor, bei dem *alle* technischen Rückhaltesysteme ausgefallen sind, zu betrachten. Insofern legt die GRS-Betrachtung nahe, zusätzlich zum dort größten Unglücksfall den Fall zu betrachten, bei dem außerdem noch die Schutzwirkung des äußeren Containments verlorengegangen ist. Diese Betrachtungsweise führt den größten GRS-Unfall in den Unfalltyp der FGSB über. Die beiden Studien sind dann bezüglich der maximalen Radioaktivitätsfreisetzung aussagegleich. Daß ein derartiger Unfall im einzelnen so abläuft, wie in der FGSB-Studie beschrieben, braucht hier weder vorausgesetzt noch ausgeschlossen zu werden.

— Kriegseinwirkungen, Terror und Sabotage können ebenfalls zu Freisetzungen des Nuklidinventars weit oberhalb von 5% führen. Da eine Freisetzung von 100% einen relativ großen Optimierungsaufwand erfordern würde, auf den es unter Zielsetzungen der zerstörerischen Freisetzung von Radioaktivität nicht ankommen dürfte, kann unseres Erachtens eine Obergrenze von ca. 33% Freisetzung angenommen werden.

Nach den Überlegungen der FGSB ist außerdem damit zu rechnen, daß die relative biologische Wirksamkeit der freigesetzten Nuklide erheblich größer ist, als von der GRS angenommen. Hier bedarf es weiterer Klärungen. Vorbehaltlich dieser Klärungen halten wir es für vertretbar, insgesamt mit dem Siebenfachen des von der GRS (für technisch beschränkte Unfallabläufe) abgeschätzten maximalen Schadenspotentials zu rechnen, d. h. mit einer maximalen Freisetzung von einem Drittel statt 5% des Plutoniuminventars.

3.7 Schwachstellen, die sich aus den Risikoorientierten Analysen zum SNR 300 ergeben, und ihre Bedeutung für den Vergleich

Die vorliegenden Risikostudien haben sechs Schwachstellen des Demonstrationskraftwerks SNR 300 zu erkennen gegeben, welche der Aufmerksamkeit der Erbauer und der Genehmigungsbehörde zu empfehlen sind:

(1) Der Versagensdruck des äußeren Containments ist mit 0,6 bar Überdruck so niedrig, daß allein aus diesem Grund mit einem Vielfachen des von der GRS für das (modifizierte) Kraftwerk SNR 300 abgeschätzten maximalen Schadensausmaßes zu rechnen ist. Die von der GRS vorgeschlagene Aufrüstung auf 0,9 bar bemißt sich nur daran, daß die Verbesserung nur in diesem Ausmaß mit einfachen Mitteln möglich ist. Für welchen Überdruck das Kraftwerk letztlich ausgelegt wird, sollte sich jedoch danach richten, welche Gefährlichkeit des SNR 300 relativ zu der eines herkömmlichen Kernkraftwerks wirklich akzeptabel ist.

(2) Das natriumgekühlte Brennelementlager (A) ist ungenügend ausgelegt und ergibt dementsprechend einen relativ viel zu hohen Beitrag zum Risiko der Anlage.

(3) Das innere Containment kann dadurch gefährdet werden, daß das Dampfdruckentlastungssystem ausfällt.

(4) Es hat sich herausgestellt, daß der bereits gefertigte Kern aus den verschiedenen Spaltstoff-Isotopen nicht so zusammengesetzt ist, wie es dem aktuellen Stand des Genehmigungsverfahrens entspricht und wie die GRS dementsprechend zunächst angenommen hatte. Die Giftigkeit (Radiotoxizität) des Plutoniums hängt vor allem von den Anteilen der Isotope 238 und 241 ab. Diese Anteile sind in dem Plutonium, das in Leichtwasserreaktoren erzeugt wird, größer als in dem zunächst vorgesehenen Isotopengemisch aus sogenannten Zweizweckreaktoren (Elektrizitätserzeugung und [militärische] Plutoniumproduktion), dem Magnox-Plutonium. Der vom Hersteller bereits gefertigte Kern besteht im wesentlichen aus LWR-Plutonium (ca. 80 %). Dadurch ergibt sich eine *Erhöhung des maximalen Schadensausmaßes um etwa einen Faktor 3 relativ zu der ursprünglichen Rechnung der GRS.* Diese Erhöhung ist in der Angabe von ca. 40 000 (statt ursprünglich 14 000) Todesfällen (Spätschäden) bereits berücksichtigt.

(5) Der Reaktortank des SNR 300 kann nicht alle Energiefreisetzungen, die möglich sind, zurückhalten. Andere Tankkonstruktionen sind denkbar, die Energiefreisetzungen in wesentlich größerem Umfang und Betrag aushalten können.

(6) Der Brutreaktor des Kraftwerks SNR 300 hat einen positiven Kühlmitteldichte-Reaktivitätskoeffizienten.

Zu beachten ist weiterhin, daß für Folgekerne eine *Brutrate* von 1 oder darüber angestrebt wird. Es ist unbekannt, mit welchen Anforderungshäufigkeiten für die Sicherheitseinrichtungen in diesem Fall zu rechnen ist, so daß die Unfallwahrscheinlichkeiten höher sein können, als in der GRS-Studie abgeschätzt. Der Bundestag hat sich auch für den Fall, daß das Demonstrationskraftwerk SNR 300 „mehr spaltbares Material erbrüten soll als es verbraucht" eine „grundsätzliche politische Debatte" vorbehalten (Beschluß vom 14. Dezember 1978). In der vorliegenden Empfehlung wird auf die — für den Erstkern nicht vorgesehene — Möglichkeit, daß der Brüter wirklich brütet, nicht weiter eingegangen, weil sich dadurch nur die Unfallwahrscheinlichkeiten ändern können und nicht das maximale Schadensausmaß (s. o. 3.6). Die in den vorliegenden Studien abgeschätzten Unfallwahrscheinlichkeiten aber können, weil sie wissenschaftlich nicht hinreichend nachvollziehbar sind (s. o. 3.5), in der politischen Bewertung ohnehin nicht berücksichtigt werden.

Schlußfolgerung:

Bezeichnung der Aspekte des Sicherheitsvergleichs, die einer politischen Bewertung zugeführt werden müssen

Die der Enquete-Kommission vorliegenden Risikoorientierten Analysen über das Demonstrationskraftwerk SNR 300 kommen für Unfälle aufgrund technischer Ursachen zu Ergebnissen über die Wahrscheinlichkeit bestimmter Unfalltypen und über das maximale Ausmaß ausgewählter Schadensarten.

(1) Die Aussagen über die *Wahrscheinlichkeit* von Unfällen aufgrund *technischer* Ursachen sind zwar im Prinzip risikoanalytisch quantifizierbar, in den vorliegenden Studien jedoch nicht hinreichend wissenschaftlich nachvollziehbar (s. o. 3.5). Genauere Aussagen wären für die *politische* Urteilsbildung des Deutschen Bundestages allerdings ebenfalls nicht entscheidend, weil es hier ohnehin nicht um die nur technische Beurteilung des Kraftwerks geht (bei der sich aus genauen Unfallwahrscheinlichkeiten Schwachstellen und Verbesserungsvorschläge ergeben können), so daß auch die Möglichkeiten von Unfällen aufgrund ungeplanter und unerwünschter menschlicher Eingriffe berücksichtigt werden müssen, die ohnehin nicht quantifizierbar sind (s. o. 3.6). Zu rechnen ist insbesondere mit ungeplanten Eingriffen des Betriebspersonals und mit menschlichen Fehlhandlungen bei Instandsetzungs- oder Wartungsarbeiten, mit Einwirkungen Dritter (z. B. durch Sabotage oder Terrorakte), mit Kriegseinwirkungen sowie mit unvorhergesehenen sozialen und politischen Entwicklungen. Die politische Urteilsbildung der Enquete-Kommission zu derartigen Möglichkeiten konnte nur sehr unvollkommen ausfallen, weil die Kommission sich mit diesen Fragen bisher allenfalls beiläufig beschäftigt hat. Hinsichtlich der Wahrscheinlichkeiten von Unfällen ergibt sich also, daß zu den *technischen* Fragen das Urteil der technischen Experten und zu den *nichttechnischen* Fragen das Urteil der Kommission nicht hinreichend fundiert ist, so daß die politische Beurteilung davon ausgehen muß, daß die angegebenen *Unfallwahrscheinlichkeiten für das Demonstrationskraftwerk SNR 300 subjektive Einschätzungen und wissenschaftlich nicht hinreichend tragfähig sind.*

(2) Die vorliegenden Studien kommen zu Ergebnissen über das *maximale Schadensausmaß* von Unfällen des Kraftwerks SNR 300, die *sowohl für die technischen als auch für die nichttechnischen Unfallursachen aussagekräftig* sind. Von der GRS wurde berechnet, daß mit ca. 40 000 Todesfällen als „Spätschäden" zu rechnen ist. Allerdings kann das ursprüngliche Ergebnis der GRS nicht ohne weiteres übernommen werden, da einerseits unerwünschte Eingriffe und (mutmaßlich) seltene technische Unfälle nicht hinreichend berücksichtigt, andererseits Modifikationen vorausgesetzt sind, die dem Stand des Genehmigungsverfahrens nicht entsprechen und auf Einreden des Deutschen Bundestages in technische Konstruktionspläne hinauslaufen würden (s. o. 3.6). Anzunehmen ist etwa *das Siebenfache* des GRS-Ergebnisses. *Insgesamt ist also anstelle der berechneten ca. 40 000 mit ca. 300 000 Todesfällen zu rechnen.* Die Zahl der *Betroffenen* beträgt ein Vielfaches davon, weil über viele Jahre hinweg unklar bleibt, wer zu den 300 000 Toten gehören wird. Weitere Schadensarten sind, bis auf Verluste an landwirtschaftlich nutzbaren Flächen, nicht untersucht worden.

Die Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des 8. Deutschen Bundestags hat gefordert, „daß die Sicherheit Schneller Brutreaktoren nicht unter der eines *modernen Leichtwasserreaktors* liegen dürfe“. Um diesen Vergleich durchzuführen, muß das maximale Schadensausmaß von Unfällen des Demonstrations-Brüterkraftwerks SNR 300 in ein Verhältnis zum maximalen Schadensausmaß von Unfällen eines Leichtwasserreaktor-Kernkraftwerks üblicher Bauart gesetzt werden. Einschlägig für die Beurteilung des Risikos von LWR-Kraftwerken ist die „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke“ (1979), deren Ergebnisse allerdings in einer zweiten Arbeitsphase noch einmal überprüft werden.

Die „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke“ bezieht sich auf ein Kraftwerk mit 1300 MWe (Megawatt elektrischer Leistung). In den Anfängen der Risikoforschung sind häufig Vergleiche geführt worden, ohne den *Nutzen* der vergleichenden Systeme zu berücksichtigen, z. B. Vergleiche von Kernenergierisiken mit Verkehrsrisiken, oder sogar Vergleiche von anthropogenen mit natürlichen Risiken (z. B. dem eines Blitzschlags). Dabei wurde übersehen, daß vergleichende Aussagen nur sinnvoll sind, wo die *Wahl* besteht, ein bestimmtes Ziel auf diese oder jene Weise zu erreichen und unter den verschiedenen Möglichkeiten die am wenigsten riskante gewählt werden soll. Eine Wahlsituation nun besteht weder zwischen Elektrizität und einer Verkehrsleistung noch zwischen Elektrizität und einem Blitzschlag, wohl aber zwischen verschiedenen Energiesystemen, welche den *gleichen Nutzen* gewährleisten können, sei es elektrische Leistung oder ein technologischer Fortschritt. Man macht sich auch leicht klar, daß unter Vernachlässigung dieses Kriteriums schlechterdings *jede* Technologie als akzeptabel zu beurteilen wäre, wenn nur die Stückelung der Anlagen so gewählt wird, daß jede von ihnen klein genug ist, um ein bestimmtes Schadensausmaß zu unterschreiten.

Um das Kriterium des gleichen Nutzens zu gewährleisten, also überhaupt einen sinnvollen Sicherheitsvergleich zwischen einem DWR-Kraftwerk und einem Brüterkraftwerk führen zu können, müssen die maximalen Schadensausmaße beider Kraftwerkstypen auf die gleiche elektrische Leistung bezogen werden. Die „Deutsche Risikostudie Kernkraftwerke“ hat als maximales Schadensausmaß 100 000 Tote (als „Spätschäden“) für ein 1300 MWe-Kraftwerk berechnet. Dabei sind zwar nur technische Unfallursachen berücksichtigt, jedoch so, daß auf diese Weise bereits wesentlich größere Teile der für die Unfallfolgen maßgeblichen Nuklidgruppen (s. o. 2.2.4) freigesetzt werden als beim Unfalltyp I, Rechenfall 8, im Demonstrationskraftwerk SNR 300. Dieses Schadensausmaß kann auch durch Kriegseinwirkungen, Terror und Sabotage nicht mehr wesentlich überschritten werden, so daß beim DWR keine Erhöhung wegen nichttechnischer Schadensursachen angenommen zu werden braucht. Für das Demonstrationskraftwerk SNR 300 haben sich aufgrund der vorliegenden Studien 300 000 Tote (als „Spätschäden“) ergeben. Die Leistung dieses Kraftwerks soll 327 MWe betragen. Je Gigawatt (1 GWe = 1 Mrd. Watt elektrisch) ergibt sich also ein *maximales Schadensausmaß* von ca. 900 000 Toten (Spätschäden) pro GWe beim SNR 300; 80 000 Toten (Spätschäden) pro GWe beim LWR.

Beim LWR ist darüber hinaus mit einem weiteren Zehntel der angegebenen Anzahl an sofortigen Todesfällen zu rechnen. Beim SNR ist dies möglicherweise nicht der Fall, was einen relativen Vorteil gegenüber dem LWR bedeuten würde. Insgesamt ergibt sich jedoch, daß *das Demonstrationskraftwerk SNR 300 erheblich gefährlicher ist als ein entsprechendes Leichtwasserreaktor-Kernkraftwerk üblicher Bauart.*

4 Politische Bewertung der Sicherheit des Demonstrationskraftwerks SNR 300 in Kalkar

4.1 Politische Bewertung der technischen Sicherheit

4.2 Politische Gesamtbewertung der Sicherheit

4.3 Politische Vertretbarkeit der möglichen Inbetriebnahme des Demonstrationskraftwerks SNR 300

Nach dem Beschluß der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des 8. Deutschen Bundestages sollten die Risikoorientierten Analysen so angelegt sein, daß klar herausgearbeitet wird, welche Aspekte der Studienerkenntnisse einer politischen Bewertung zugeführt werden müssen. Die Kommission hat deswegen erwarten dürfen, daß die Ergebnisse der parallel erarbeiteten Analysen von den daran beteiligten Wissenschaftlern wechselseitig überprüft und in einem gemeinsamen Endergebnis festgehalten werden. Es wäre erforderlich gewesen, das Gemeinsame gemeinsam festzustellen, das Strittige gemeinsam auszuweisen. Diese Aufgabe wurde aus Gründen, die die Kommission nicht zu vertreten hat, nicht erfüllt.

4.1 Politische Bewertung der technischen Sicherheit

Die Risikostudien zum SNR 300 und zum Druckwasserreaktor geben Auskunft über das Verhalten der Anlagen bei technischbedingten Störungen. Hinzu kommen Einwirkungen auf die Reaktoren von außen durch Ereignisse aus dem Bereich der höheren Gewalt, wie z. B. Erdbeben. Beide Analysen zeigen, daß beim Demonstrationsreaktor in Kalkar die Ermittlung von Unfallhäufigkeiten erheblich schwieriger als beim DWR ist. Wegen der fehlenden inhärenten Reaktorabschaltung beim SNR 300 ist für die technische Sicherheit des Schnellen Brüters die Zuverlässigkeit der Reaktorschnellabschaltung von zentraler Bedeutung.

Das Versagen der beiden Abschaltsysteme des SNR 300 wird vom Ausmaß des gemeinsamen Versagens

beider Systeme aus gleicher Ursache (sogenanntes Common-Mode-Versagen) wesentlich bestimmt. Wir entnehmen den Studien der GRS und der FGSB, daß die dazu entwickelten Analyseverfahren nicht überzeugend sind. Die Möglichkeit hochenergetischer unkontrollierter Kerndurchsatzstörfälle ist jedoch nach beiden Studien nicht auszuschließen.

Es scheint insgesamt nicht möglich zu sein, für einen Risikovergleich von SNR 300 und Druckwasserreaktor die Risikokomponente Eintrittswahrscheinlichkeit schwerer Unfälle hinreichend einzugrenzen. Anzunehmen ist allerdings, daß große Unfälle auch beim SNR 300 relativ unwahrscheinlich sind.

Die Folgen schwerer Unfälle lassen sich, wie die beiden Risikoorientierten Analysen ausweisen, demgegenüber besser erfassen. Quantitativ erfaßbare Schäden, wie z. B. Todesfälle und verseuchte Landflächen, lassen sich bei SNR- und Druckwasserreaktor-Unfällen sogar direkt vergleichen. Dennoch sind die Ergebnisse der Unfallfolgenrechnung in den beiden Risikoorientierten Analysen kontrovers. Die kontroversen Ergebnisse rühren jedoch überwiegend nicht aus einer methodisch unterschiedlich durchgeführten Unfallfolgenrechnung her, sondern erklären sich aus verschiedenen Annahmen über den Umfang der Freisetzung von Radioaktivität, die zu vergleichende Größe des Reaktors, die Berücksichtigung von baulichen Änderungen am Reaktor in Kalkar, die nach dem Stand des Genehmigungsverfahrens nicht vorgesehen sind, die Zusammensetzung des einzusetzenden Brennstoffs und die Versagensarten der Sicherheitsbarrieren.

Wenn man

— die probabilistischen Argumente zur Auswahl der Versagensarten der Sicherheitsbarrieren aus den oben genannten Gründen nicht berücksichtigt,

— anerkennt, daß ein 300 MWe Reaktor wegen der unterschiedlichen Leistungsgröße nicht direkt mit einem 1 300 MWe Reaktor verglichen werden kann, und ferner

— berücksichtigt, daß beim SNR 300 verschiedene einsetzbare Brennstoffe verschiedene Unfallfolgen bedingen,

ergibt sich, daß die Unfallfolgen bei einem schweren Reaktorunfall des Kernkraftwerks Kalkar erheblich größer sein können als bei einem entsprechenden Leichtwasserreaktor moderner Bauart.

Dies gilt auch, wenn mögliche Verbesserungen beim SNR 300 in ihrer schadenseindämmenden Wirkung berücksichtigt werden. Ein Erfolg der vorgelegten Risikoorientierten Analyse war es, Schwachstellen im bisherigen Sicherheitskonzept auszuweisen. Eine solche Schwachstelle ist die mangelnde Auslegung des äußeren Containments auf Druckdichtigkeit bei schweren Bethe-Tait-Unfällen. Hier sind bauliche Verbesserungen möglich, die das Schadensausmaß reduzieren können.

Wir stellen daher fest, daß technischbedingte Unfallverläufe beim SNR 300 nicht auszuschließen sind, deren Schaden sehr viel größer als der maximale Schaden bei Unfällen in einem Leichtwasserreaktor-Kraftwerk ist.

Politisch sollte das Demonstrationskraftwerk SNR 300 nach dem Votum der Enquete-Kommission des 8. Deutschen Bundestages dann als akzeptabel gelten, wenn seine Sicherheit der eines entsprechenden DWR-Kernkraftwerks nachgewiesenermaßen nicht nachsteht. Dieser Nachweis ist durch die vorliegenden Studien nicht erbracht worden.

4.2 Politische Gesamtbewertung der Sicherheit

Wegen der Beschränkung der vorgelegten Risikoanalysen auf spezielle Schadensursachen (technische Ursachen oder Ursachen höherer Gewalt), ergibt sich für die politische Bewertung, daß andere als die in den betrachteten Analysen berücksichtigten Ursachen durch die Kommission gesondert zu beurteilen sind. Es handelt sich dabei um Risikobeiträge durch

— nichtgeplante Eingriffe des Betriebs- und Wartungspersonals,

— Einwirkungen Dritter, z. B. durch Sabotage- und Terrorakte,

— Kriegseinwirkungen,

— unerwünschte soziale und politische Entwicklungen.

Es ist damit zu rechnen, daß diese Risiken diejenigen technischer Ursachen überschreiten.

Die Kommission hat sich bisher kein abschließendes Urteil über die Erfassung und Beschreibung nichttechnischer Risiken bilden können. Gleichwohl darf bei der politischen Bewertung der möglichen Inbetriebnahme des SNR 300 dieser Aspekt nicht ausgeklammert werden.

Unstrittig ist, daß die Möglichkeit unerwünschte Eingriffe von außen die Wahrscheinlichkeit von Unfällen erhöht. Die Wahrscheinlichkeiten können sich je nach sozialer und gesellschaftlicher Stabilität ändern, dürften in der Regel allerdings kaum quantifizierbar sein. Es scheint jedoch möglich zu sein, wenigstens die möglichen Unfall*folgen* solcher Eingriffe von außen in ein Kernkraftwerk abzuschätzen.

Die FGSB gibt in ihrer Analyse an, daß der von ihr betrachtete maximale Unfallverlauf auch für die nichttechnischen Unfallursachen repräsentativ ist, und deshalb den maximalen Schaden für einen allgemeinen Sicherheitsvergleich ergibt.

Im denkbar schwersten Unfalltyp der Untersuchung der Gesellschaft für Reaktorsicherheit werden nicht alle Rückhaltesysteme als ausgefallen betrachtet. Die mögliche Zerstörung des äußeren Containments bleibt ausgespart. Es ist daher ein plausibler Zugang zur Ermittlung des maximalen Schadensausmaßes, den Reaktor für den Fall zu betrachten, daß *alle* technischen Rückhaltesysteme ausgefallen sind. Insofern legt die GRS-Betrachtung nahe, für einen umfassenden Sicherheitsvergleich zusätzlich noch den-

jenigen Verlauf zu betrachten, bei dem die Schutzwirkung des äußeren Containments verlorengegangen ist. Diese Betrachtungsweise führt den maximalen Unfalltyp der GRS in den Unfalltyp der Forschungsgruppe Schneller Brüter über. Auf diese Weise ergeben sich Freisetzungen, die mehrfach größer sind als die 5 % (Plutonium) beim größten Unfall, der in der GRS-Studie berechnet worden ist. Es ist anzunehmen, daß durch nichttechnische Ursachen insgesamt etwa höchstens ein Drittel des Plutoniuminventars freigesetzt werden kann. Wir gelangen daher zur Feststellung, daß für einen umfassenden Sicherheitsvergleich, der soziale und gesellschaftspolitische Sonderfälle, nichtvorhersehbare Einwirkungen Dritter und böswillige menschliche Absichten einschließt, der SNR 300 ein erheblich größeres Sicherheitsrisiko als ein Druckwasserreaktor ist.

Die Kommission in der 8. Legislaturperiode hat gefordert, daß die Sicherheit des SNR 300 nicht unter der eines modernen Leichtwasserreaktors liegen darf. Wir kommen zum Ergebnis: Das Sicherheitsrisiko des Demonstrationskraftwerks Kalkar ist — unbeschadet bestimmter sicherheits*technischer* Vorteile — erheblich größer als das eines entsprechenden Druckwasserreaktors moderner Bauart.

4.3 Politische Vertretbarkeit der möglichen Inbetriebnahme des Demonstrationskraftwerks SNR 300

Für die Einordnung des Sicherheitsvergleichs in den politischen Entscheidungsprozeß ist keine isolierte Sichtweise zulässig. Die Kommission hatte während ihrer Arbeit in der 8. Legislaturperiode das Risiko der Druckwasserreaktoren betrachtet und dabei festgestellt, daß das mit dem Betrieb von Druckwasserreaktoren verbundene Risiko im Rahmen einer „fairen Konkurrenz" mit Maßnahmen zur Energieeinsparung und Sonnenenergienutzung auf absehbare Zeit vertretbar ist.

Der Nutzen des Betriebs von Druckwasserreaktoren ergab sich aus den energiepolitischen Analysen der Kommission. Demnach gibt es für eine langfristige Energiepolitik Alternativen: Es ist denkbar und möglich, daß die Energieversorgung mit oder ohne Kernenergie langfristig gesichert werden kann. Gemeinsam ist den unterschiedlichen Energiestrategien (Pfaden) jedoch, daß nicht sofort auf den Betrieb von LWR-Kernreaktoren verzichtet werden kann.

Auch das Demonstrationskraftwerk SNR 300 ist in einem politisch sinnvollen Zusammenhang zu bewerten. Der Nutzen aus dem möglichen Betrieb des SNR 300 muß das damit verbundene Risiko wert sein, wenn die Inbetriebnahme des SNR 300 politisch verantwortbar sein soll.

4.3.1 Bedeutung des SNR 300 für die faire Vermittlung verschiedener energiepolitisch möglicher Wege

Die politische Bewertung der Ergebnisse der risikoorientierten Studien zum Demonstrationskraftwerk SNR 300 soll auftragsgemäß auf der Grundlage der Empfehlung der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des 8. Deutschen Bundestages erfolgen. Im Kern dieser Empfehlung steht eine Energiepolitik, die auf eine rationale und faire Vermittlung der beiden möglichen Wege — mit bzw. ohne Kernenergie — angelegt ist und deshalb auch von Befürwortern beider Wege mitgetragen werden kann. Unter den Bedingungen einer anzustrebenen „fairen Konkurrenz" sollte nach Meinung der Kommission auch den Möglichkeiten der Energieeinsparung und Sonnenenergienutzung eine glaubhafte Chance gegeben werden, zugleich aber die nukleare Option versorgungs- und industriepolitisch erhalten bleiben. Die politische Bewertung der Ergebnisse der risikoorientierten Studien hat also auch im Rahmen dieses Junktims zu erfolgen.

Im Rahmen des Junktims zwischen der nachzuholenden Einsparpolitik und der Weiterentwicklung der Kernenergienutzung im Rahmen des Bedarfs hat die Enquete-Kommission u. a. die Entwicklung der Brutreaktortechnologie „forschungspolitisch akzeptiert". Die Frage ist nun, ob eine Empfehlung zur Aufhebung des Genehmigungsvorbehalts wiederum von den Befürwortern beider Wege mitgetragen werden könnte. In diesem Fall wäre über die forschungspolitische Bejahung der Brütertechnologie hinaus auch die Inbetriebnahme des Demonstrationskraftwerks SNR 300 in das Junktim einer rationalen und fairen Vermittlung der beiden Wege miteinzubeziehen.

Die Entscheidung über die mögliche Inbetriebnahme des SNR 300 sollte also in einem ausgewogenen Zusammenhang mit anderen energiepolitischen Maßnahmen getroffen werden. In ihren gemeinsamen Schlußfolgerungen für die Energiepolitik der 80er Jahre hatte die Enquete-Kommission die grundsätzliche Entscheidung für den weiteren Ausbau der Kernenergienutzung davon abhängig gemacht, daß gleichzeitig alles getan wird, um einen langfristigen Verzicht auf die Nutzung der Kernenergie möglich zu machen. Nur unter dieser Voraussetzung und in der Erwartung, daß die Kernenergie sich als überflüssig erweisen wird, wenn der Weg der Energieeinsparung und Sonnenenergienutzung mit einer hinreichenden politischen Entschiedenheit gegangen wird, konnte denen, welche die langfristige Kernenergienutzung ablehnen, gleichwohl die Zustimmung zu ihrem weiteren Ausbau zugemutet werden.

Wegweisend für die Entwicklung der Alternativen zur Kernenergie waren die von der Enquete-Kommission empfohlenen Maßnahmen zur Energieeinsparung und Sonnenenergienutzung. Die Politik des Junktims der gleichgewichtigen Verfolgung beider Wege kann politisch insoweit als akzeptiert gelten, wie der — faktisch stattfindende — Zubau an Kernkraftwerken durch eine aktive Politik der Energieeinsparung und Sonnenenergienutzung begrenzt wird. Dies ist bislang nicht ausreichend geschehen, denn die Kernenergienutzung wird politisch nach

wie vor mit wesentlich größerem Nachdruck verfolgt als die Politik der Energieeinsparung und Sonnenenergienutzung.

Eine Empfehlung, den Genehmigungsvorbehalt hinsichtlich der Inbetriebnahme des Demonstrationskraftwerks SNR 300 in Kalkar aufzuheben, wäre im Rahmen der vorangegangenen Empfehlung allenfalls dann gerechtfertigt, wenn eine rationale und faire Vermittlung der beiden möglichen Wege ein leitender Gesichtspunkt der Energiepolitik geworden und der Nutzen des SNR einsichtig wäre.

Unter den gegebenen Bedingungen kann eine Empfehlung zugunsten der Inbetriebnahme des SNR 300 nicht von den Befürwortern beider Wege gemeinsam getragen werden.

4.3.2 Bedeutung des SNR für die Energieversorgung der Bundesrepublik Deutschland

Es kann nicht bestritten werden, daß eine Inbetriebnahme des SNR 300 aus Energieversorgungsgründen nicht erforderlich ist. Alle energiepolitischen Prognosen weisen aus, daß der mögliche Beitrag des SNR 300 zur Elektrizitätserzeugung auf andere Weise und kostengünstiger aufgebracht werden kann.

Die energiewirtschaftliche Notwendigkeit für die Einführung der kommerziellen Brüter-Technologie ist auf absehbare Zeit nicht gegeben. Die tatsächliche und die voraussichtlich zu erwartende Strombedarfsentwicklung in der Bundesrepublik Deutschland lassen erkennen, daß in den nächsten Jahrzehnten schon aus Kosten- und Wirtschaftlichkeitsgründen der Einsatz von Brutreaktoren nicht vertretbar ist, da der Bedarf auf andere Weise und zudem wirtschaftlicher gedeckt werden kann.

Die Schwelle für eine wirtschaftliche Nutzung von Schnellbrutreaktoren wird heute vom Bundesforschungsministerium für das Jahr 2010 erwartet. Das Department of Energy der Vereinigten Staaten läßt ebenso wie eine Untersuchung aus dem Kernforschungszentrum Karlsruhe das Jahr 2020 als frühestmöglichen Zeitpunkt dafür erscheinen.

Es kann keine Rede davon sein, daß die Uranvorräte in den nächsten Jahrzehnten zu Ende gehen werden. Uran wird nach übereinstimmender Auffassung in diesem Jahrhundert voraussichtlich preiswert bleiben. Die Frage über das Jahr 2000 hinaus ist nicht mehr ob, sondern zu welchem Preis wir langfristig Uran bekommen werden.

Seit den Untersuchungen von INFCE (International Nuclear Fuel Cycle Evaluation), die bereits der Kommission im 8. Deutschen Bundestag vorlagen, haben sich die Erwartungen des weltweiten Kernenergieausbaus erheblich reduziert. Auch von daher ist in den nächsten 30 bis 50 Jahren sowohl aus energieals auch aus ressourcenpolitischen Gründen eine Kommerzialisierung von Brutreaktoren nicht zu erwarten.

4.3.3 Vorsorge für Krisen der Energieversorgung

Die Kommission hat sich während ihrer Beratungen mit der Sicherung der Energieversorgung in Krisensituationen und insbesondere in Situationen verminderter Energieimporte beschäftigt. Die Kommission verkennt nicht, daß von einigen Brutreaktoren möglicherweise eine Sicherung der Elektrizitätsversorgung deswegen möglich ist, weil solche Kraftwerke von Uranimporten weit mehr unabhängig sind als andere Kernkraftwerke, es ist jedoch andererseits festgestellt worden, daß die Uranbevorratung ausreicht, die Druckwasserreaktoren für mehrere Jahre zu betreiben, und zudem erhöht werden kann. Gerade in Krisensituationen ist aus den oben dargestellten Sicherheitsproblemen des Kraftwerks SNR 300 ein Betrieb dieses Kraftwerks ohnehin problematisch.

Forschungsanstrengungen und finanzielle Aufwendungen für eine Demonstrationsanlage, deren Notwendigkeit nicht evident ist, können andere Maßnahmen zur Sicherung der Energieversorgung blokkieren. Es wäre eine wichtige Aufgabe für die Forschungspolitik sicherzustellen, daß unser Land ein Brüterkraftwerk bauen kann, wenn es gebraucht wird. Ein solches Vorgehen würde den Interessen der Energieversorgungssicherheit der Bundesrepublik Deutschland besser dienen als das Vorhalten einer vermutlich schnell veraltenden Demonstrationsanlage über Jahrzehnte hinaus.

Es besteht kein Anlaß zu der Erwartung, daß ein Brutreaktor seinen Brennstoff in wenigen Jahren verdoppelt.

Die Möglichkeit, durch den Einsatz von Brutreaktoren einen wesentlichen Beitrag zur Verringerung von Uranimporten zu leisten, ließe sich im günstigsten Falle erst weit nach der Jahrhundertwende realisieren.

4.3.4 Forschungs- und technologiepolitischer Nutzen

25 Jahre sind vergangen, seit in der Bundesrepublik Deutschland mit den Planungen eines eigenen Schnellbrüterprojekts begonnen wurde. 20 Jahre dauert nun schon die staatliche Förderung des Brüterprogramms an. Mit bisherigen Ausgaben von mindestens ca. 6 Mrd. DM hat dieses Programm bis heute finanziell die höchste Priorität in der Energieforschungspolitik der Bundesrepublik Deutschland.

Die forschungs- und technologiepolitische Notwendigkeit im Sinne des Offenhaltens der Brutreaktor-Technologie ist für das Demonstrationskraftwerk SNR 300 in Kalkar nicht gegeben. Es wird bejaht, daß die Brutreaktor-Technologie für eine eventuell zukünftige energiewirtschaftliche Nutzung industrie- und technologiepolitisch offengehalten werden sollte. Das muß aber nicht in der Bundesrepublik Deutschland, in Frankreich und Großbritannien gleichzeitig geschehen. Im Hinblick auf die enormen Kosten und die heute noch nicht abschließend mögliche Entscheidung über einen Einstieg in die kommerzielle Brüter-Technologie, also ihre energie- und ressourcenwirtschaftliche Notwendigkeit, kann die industrie-, forschungs- und technologiepolitische Option am besten dadurch offengehalten werden, daß an *einem* europäischen Projekt gemeinsam gearbeitet wird. Das Argument, man könne Erfahrungen für das deutsche Genehmigungsverfahren nur

durch einen Weiterbau und die Inbetriebnahme des SNR 300 sammeln, kann im Hinblick darauf, daß ein kommerzieller Brutreaktor in absehbarer Zeit nicht aktuell ist, heute nicht mehr maßgeblich sein. Diese Erfahrungen wären in 25 bis 50 Jahren wahrscheinlich längst überholt.

Insoweit die kommerzielle Brüterentwicklung nationale Vorarbeiten erfordert, ist dies bei Aufrechterhaltung der Brüterforschung in deutschen Forschungseinrichtungen und bei entsprechender Ausgestaltung der europäischen Zusammenarbeit sachlich und personell auch in Zukunft zu gewährleisten.

Es ist anzunehmen, daß aus dem Betrieb des SNR 300 eine Reihe von Erfahrungen auf dem Gebiet der Natriumtechnologie und der Brutreaktortechnologie gewonnen werden können. Die Kommission wurde jedoch von Sachverständigen darauf hingewiesen, daß für eine spätere Kommerzialisierung Schneller Brüter kostenintensive Teststände, Versuchsanordnungen und Testreaktoren notwendig oder wenigstens wünschenswert sind, um die Sicherheitsforschung, insbesondere zu Bethe-Tait-Störfällen, fortzuführen, und die Ergebnisse experimentell zu erhärten. Für diese Untersuchungen ist die Anlage SNR 300 weder geplant noch geeignet.

4.3.5 Volkswirtschaftlicher Nutzen

Die komplexe Brütertechnologie kann auf absehbare Zeit nur von ganz wenigen hochentwickelten Industriestaaten genutzt werden. Darauf hat die INFCE-Konferenz bereits 1979 hingewiesen. Die Notwendigkeit einer kommerziellen Brüternutzung hat sich aufgrund der zurückgegangenen Energiebedarfserwartungen und des geringeren Stromverbrauchszuwachses stark relativiert. Die Inbetriebnahme des SNR 300 ist demnach unter dem Gesichtspunkt des Exports nicht notwendig: Für die Bundesrepublik Deutschland zeichnet sich dafür bis weit ins nächste Jahrhundert kein Markt ab.

Die Auffassung trifft nicht zu, daß eine Nichtfertigstellung des SNR 300 der Bundesrepublik Deutschland als einem technologisch hochentwickelten Staat schadet. Im Gegenteil: Das Ansehen der Bundesrepublik Deutschland würde Schaden erleiden, wenn sie neue technologische und politische Herausforderungen durch eine überholte Technologiepolitik blockieren ließe.

An das Projekt SNR 300 war die Erwartung geknüpft, daß sich daraus umfassende Innovationsimpulse für unsere Volkswirtschaft ergäben. Von dieser Erwartung ist aufgrund der tatsächlichen Entwicklung Abschied zu nehmen. Innovationschancen eröffnen sich auch unter dem Gesichtspunkt der internationalen Wettbewerbsfähigkeit durch den SNR 300 nicht. Es wäre volkswirtschaftlich kaum verantwortlich, auf Jahre hinaus unverhältnismäßig hohe Finanzmittel zur Fertigstellung des SNR 300 einzusetzen und dadurch wichtige andere Innovationsbereiche, die für die Bundesrepublik Deutschland als Exportland von existenzieller Bedeutung sind, zu vernachlässigen.

Die Kosten für den SNR 300 sind explosionsartig gestiegen. Zu seiner Gesamtfinanzierung fehlen Milliardenbeträge. Unsere Volkswirtschaft leidet unter hoher Arbeitslosigkeit, die sowohl konjunkturell als auch strukturell bedingt ist. Ohne erhebliche zusätzliche Investitionen kann die Arbeitslosigkeit nicht wirksam bekämpft werden. Die Fertigstellung des SNR 300 würde volkswirtschaftliche Mittel in Milliarden-Höhe binden, die in keinem Verhältnis zur Zahl der damit zu erhaltenden bzw. zu schaffenden Arbeitsplätze steht. Diese Mittel könnten besser für andere Investitionen wie z. B. für die Modernisierung von Kohlekraftwerken und den weiteren Ausbau der Fernwärmenutzung eingesetzt werden. Dadurch würden in jedem Fall mehr Arbeitsplätze zur Verfügung stehen.

5 Anlage

Im Folgenden werden wesentliche Ergebnisse aus den Risikoorientierten Analysen in der Darstellung der Autoren zusammenfassend wiedergegeben. Auf die Wiedergabe der Ergebnisse der „Kritischen Bewertung der Literatur zu hohen Energiefreisetzungen bei hypothetischen Störfällen in natriumgekühlten Schnellen Brutreaktoren" des Kernforschungszentrums Karlsruhe wird verzichtet, da diese Studie zum Teil inzwischen in den Risikoorientierten Analysen aufgegangen ist und für die Urteilsfindung der Kommission von eher untergeordneter Bedeutung war.

5.1 Ergebnisse der Risikoorientierten Analyse zum SNR 300 der GRS (aus Kapitel 11 der Studie)

5.2 Ergebnisse der Risikoorientierten Analyse zum SNR 300 der FGSB (aus Kapitel B IV der Studie)

5.1 Ergebnisse der Risikoorientierten Analyse zum SNR 300 der Gesellschaft für Reaktorsicherheit im Hinblick auf die Vergleichbarkeit mit einem Druckwasserreaktor (Auszüge aus dem Kapitel 11 der Studie)

Ein direkter Vergleich der Ergebnisse der Risikoorientierten Analyse für den SNR 300 und der Deutschen Risikostudie ist aus mehreren Gründen nur mit Einschränkungen zulässig:

— Die Untersuchungen zum SNR 300 sind wegen des Prototypcharakters der Anlage mit größeren Unsicherheiten behaftet als die Untersuchungen zum DWR, die auf erhebliche Betriebserfahrungen zurückgreifen können.

— In der DWR-Studie wurden die durch Verwendung von Schätzwerten entstehenden Unsicherheiten weitgehend quantifiziert. In der vorliegenden SNR-Studie wurde wegen des begrenzten Umfangs eine Quantifizierung der Aussagesi-

cherheit nur für die Häufigkeit der Freisetzungen aus der Anlage aufgrund anlageninterner Störfallursachen durchgeführt.

— Die für den SNR 300 ermittelten Bandbreiten (Unsicherheiten) für die Freisetzungshäufigkeiten sind um mindestens einen Faktor 10 größer als beim DWR. Bei der Unfallfolgenrechnung für den SNR 300 erfolgte keine Quantifizierung der Schätzunsicherheiten. Der Einfluß wesentlicher Annahmen auf die Aussagesicherheit wird qualitativ diskutiert.

Verfolgt man die wichtigsten Phasen eines Störfall- oder Unfallablaufs vom auslösenden Ereignis bis zur Freisetzung von Spaltprodukten in die Umgebung, so findet man folgende wesentliche Unterschiede zwischen DWR und SNR bei anlageninternen Ereignissen, die zur Kernzerstörung führen können, bei der Kernzerstörung selbst und beim Containmentverhalten:

— Anlageninterne Ereignisse, die zur Kernzerstörung führen

Beim SNR 300 dominiert das Versagen der Reaktorschnellabschaltung bei Betriebsstörungen von der Häufigkeit her alle anderen Vorgänge, die an der Kernzerstörung beteiligt sein können. Der Hauptgrund hierfür ist die neutronenphysikalische Eigenschaft der positiven Reaktivitätsrückwirkung bei Kühlmittelsieden des SNR-Kerns, die bei Versagen der Schnellabschaltung innerhalb kurzer Zeit zu überprompter Kritikalität führen kann. Dabei kann u. U. erhebliche mechanische Energie freigesetzt werden. Um dies zu verhindern, besitzt der SNR 300 ein besonders zuverlässiges, aus zwei weitgehend unabhängigen und diversitären Systemen bestehendes Abschaltsystem.

Beim DWR, in dessen Kern bei Verringerung der Kühlmitteldichte eine negative Reaktivitätsrückwirkung vorherrscht, ist eine Kritikalität durch Ausfall der Kühlmittelumwälzung und damit eine Kernzerstörung mit mechanischer Energiefreisetzung inhärent ausgeschlossen. Das Versagen der Schnellabschaltung liefert keinen nennenswerten Risikobeitrag.

Beim DWR stammt der dominante Risikobeitrag von Lecks in der Primärkühlmittelumschließung, dabei insbesondere von kleinen Lecks. Beim SNR 300 liefern Lecks im Primärkreis keinen erheblichen Risikobeitrag.

— Vorgänge bei der Kernzerstörung

Da der DWR-Kern wegen seiner geringen Anreicherung beim Niederschmelzen nicht wieder kritisch werden kann, ist der Vorgang phänomenologisch klar vorgezeichnet. Der zeitliche Ablauf hängt im wesentlichen von den Kühlungsverhältnissen ab.

Das gleiche gilt für die Freisetzung von Spaltprodukten aus dem schmelzenden Kern: Abgesehen vom zeitlichen Ablauf sind die physikalischen Vorgänge bei der Spaltproduktfreisetzung für die verschiedenen Kernschmelzunfälle sehr ähnlich. Alle Kernschmelzunfälle führen zum Durchschmelzen des Reaktordruckbehälters.

Insgesamt wurde in der „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke" für den DWR eine Kernschmelzhäufigkeit von 10^{-4}/a ermittelt.

Anders liegen die Dinge beim SNR 300: Da wegen der hohen Anreicherung der geschmolzene Kern kritisch werden kann, wird der Ablauf der Kernzerstörung nicht nur von der Nachwärmeleistung bestimmt, sondern auch entscheidend von möglichen neuerlichen Rekritikalitäten. Sowohl nach einer Kernzerstörung durch überprompt kritische Reaktion als auch beim Niederschmelzen des Kerns kann es zu Rekritikalitäten kommen. Für den weiteren Verlauf ist zu unterscheiden

- ob der Kern ohne mechanische Energiefreisetzung schmilzt,
- ob der geschmolzene Kern dann im Reaktortank zurückgehalten wird oder diesen durchdringt,
- ob es beim Schmelzvorgang durch neuerliche Energiefreisetzung zur Verdampfung von Kernmaterialien kommt.

Im letztgenannten Fall wird der Reaktortank und das innere Containment beschädigt oder, im Grenzfall sehr hoher, allerdings extrem unwahrscheinlicher Energiefreisetzung, zerstört.

Insgesamt wurde in dieser Studie eine Kernzerstörungshäufigkeit von ca. $2 \cdot 10^{-6}$/a ermittelt, wovon etwa die Hälfte auf den unenergetischen Kernschmelzablauf entfällt. Die geringe Häufigkeit der Kernzerstörungsfälle beim SNR 300 im Vergleich zum DWR ist in der Hauptsache durch die hohe Zuverlässigkeit der Abschaltsysteme und durch die Möglichkeit der passiven Nachwärmeabfuhr bedingt.

— Vorgänge im Containment und Freisetzung aus dem Containment

Es lassen sich einige allgemeine vergleichende Aussagen über das Freisetzungsverhalten von DWR bzw. SNR ablesen:

— Mit Ausnahme der Kernzerstörung mit extrem hoher mechanischer Energiefreisetzung erfolgen die Freisetzungen beim SNR erheblich verzögert gegenüber dem DWR.

— Die freigesetzte Aktivität ist beim SNR i. a. geringer als beim DWR.

Zum Teil können diese Unterschiede mit folgenden Eigenschaften der DWR- bzw. SNR-Anlage erklärt werden:

Infolge des hohen Systemdrucks und des niederen Siedepunkts des Kühlmittels beim DWR kommt es bei Lecks im Primärkreislauf zu starker Verdampfung und dadurch bei abgeschlossenem Containment zu einem relativ schnellen Druckaufbau und entsprechender Belastung im Containment.

Wegen der hohen Wärmekapazität, Wärmeleitfähigkeit und des hohen Siedepunkts des Kühlmittels gehen die Kühlmittelverdampfung und dadurch der Massenzuwachs bei SNR 300 im inneren Containment verhältnismäßig langsam vor sich.

Durch den länger anhaltenden Einschluß von Aktivitäten sind Abscheideprozesse im abgeschlossenen (äußeren) Containment beim SNR 300 besonders wirksam. Durch die Rückhaltefunktion von Reaktortank und innerem Containment werden auch bei offenem äußeren Containment die Freisetzungen in die Umgebung erheblich reduziert.

Neben diesen relativ langsam ablaufenden Vorgängen werden beim DWR und SNR schnell ablaufende, mit hoher Energiefreisetzung verbundene Ereignisse untersucht, die rasch zur Zerstörung des Containments führen können.

Beim SNR kommen signifikante Beiträge zum Risiko von Erdbebenauswirkungen, bei denen nach Kernzerstörung Versagen des Containmentabschlusses mit hoher Wahrscheinlichkeit angenommen werden muß.

Beim DWR ist der Beitrag von Erdbebenauswirkungen zum Risiko vernachlässigbar.

— Auswirkungen in der Umgebung

Frühschäden werden in der SNR-Studie nicht ermittelt, da letale Dosiswerte in der bewohnten Umgebung nicht erreicht werden. Frühschäden werden in erster Linie durch Edelgase und Jod verursacht. Die Aktivitätsinventare dieser Elemente verhalten sich etwa wie 10 : 1 beim DWR bzw. SNR. Außerdem sind die beim SNR freigesetzten Anteile i. a. bei diesen Elementen erheblich kleiner.

Beim hochenergetischen Kernzerstörungsfall werden erhebliche Mengen von Transuranen in sehr feiner Verteilung hoch in die Atmosphäre transportiert. Sie kommen über so weite Gebiete zerstreut zur Erdoberfläche zurück, daß ihre Konzentration nicht mehr ausreicht, letale Dosiswerte zu erzeugen.

Das Risiko in der Schadensart „Somatische Spätschäden" läßt sich anhand der Abbildung vergleichen.

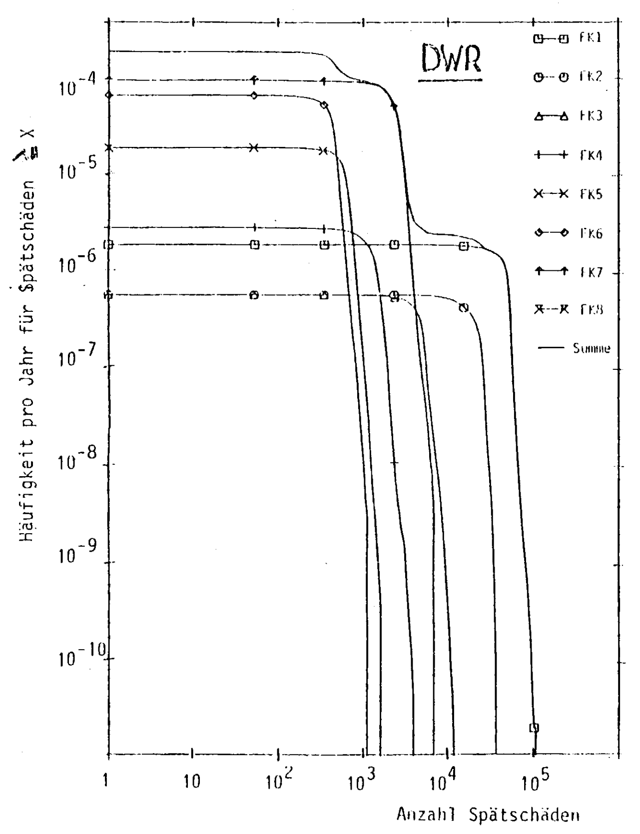
Der höchste Beitrag zum Kollektivrisiko in der Schadensart „Somatische Spätschäden" stammt weder beim DWR noch beim SNR von Kernzerstörungsfällen. Beim DWR ist es der beherrschte Kühlmittelverluststörfall mit Leck im Sicherheitsbehälter, der mit 60% zum Kollektivrisiko dieser Schadensart beiträgt; beim SNR trägt der Ausfall der Kühlung des nagekühlten Brennelementlagers mit 98% zum Kollektivrisiko bei. Die absoluten Werte sind beim SNR viel niedriger.

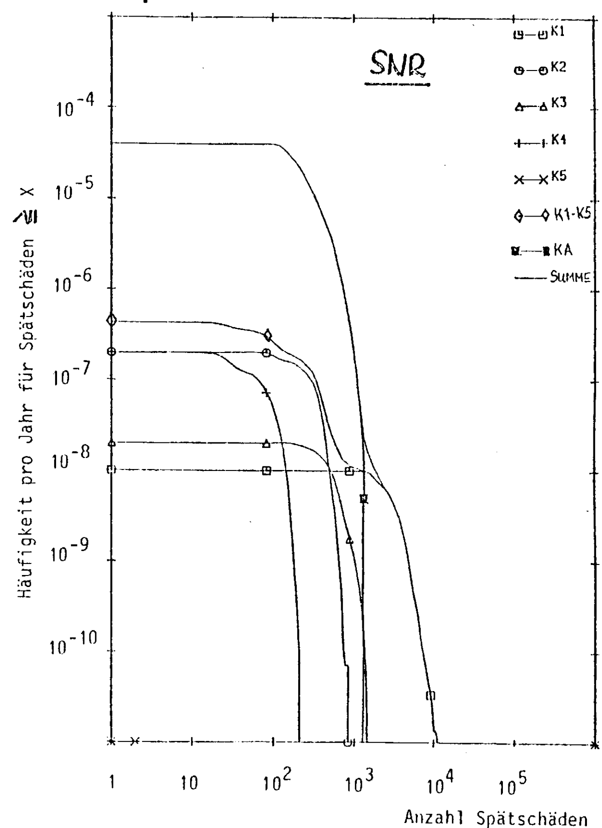
Die größten Werte in dieser Schadensart „Somatische Schäden" entstehen beim DWR und beim SNR in den Freisetzungskategorien 1, wobei die Schäden beim DWR erheblich größer sind als beim SNR.

Spätschäden entstehen beim DWR überwiegend und beim SNR etwa zur Hälfte durch Cäsium und Jod. Die Aktivitätsinventare von Cäsium verhalten sich ungefähr wie 10 : 1 beim DWR bzw. SNR. Außerdem sind die Freisetzungsanteile von Cäsium beim SNR wesentlich kleiner. Beim SNR tragen die Transurane etwa zur Hälfte zu den Spätschäden bei.

Hauptursache für das Ausmaß an Landverseuchung ist die Konzentration von Cäsium und Jod. Wegen des geringen Aktivitätsinventars dieser Elemente und wegen der geringeren Freisetzungsanteile beim SNR sind erheblich kleinere Flächen betroffen.

Komplementäre Häufigkeitsverteilungen für somatische Spätschäden bei DWR und SNR





5.2 Ergebnisse der Risikoorientierten Analyse zum SNR 300 der Forschungsgruppe Schneller Brüter (aus Kapitel B IV der Studie)

Die Anwendung risikoanalytischer Schätzmethoden beinhaltet ein hohes Maß an Unsicherheit. An zahlreichen Stellen der Risikoorientierten Analyse des SNR 300 können Eintrittswahrscheinlichkeiten für einleitende Unfallereignisse, Ausfälle von Komponenten und Untersystemen nur mit Hilfe ingenieursmäßiger Abschätzungen quantifiziert werden. Dies heißt, verwickelte Sachverhalte werden mittels intuitiver Schlüsse subjektiv eingeschätzt. Insbesondere bei der Schätzung von Eintrittswahrscheinlichkeiten ist selbst bei Experten mit verschiedenen Mustern intuitiver Fehlschlüsse zu rechnen. Von Risikoanalytikern wird die eigene Urteilskraft und Schätzgenauigkeit grundsätzlich überbewertet, Fehlerbandbreiten werden zu klein angegeben.

Die Datenbasis, die für den SNR 300 über die Versagenshäufigkeit von Reaktorkomponenten vorliegt, hat keine ausreichende und gar keine statistische Basis. Der Schwankungsbereich von Ausfallraten kann nicht sinnvoll signifikant eingegrenzt werden, da die Herkunft der verfügbaren Datenbasis unzureichend spezifiziert, diese fehlerhaft aufbereitet und die weitgehend vorgenommene Übertragung von Leichtwasserreaktordaten auf funktionsähnliche Komponenten des Schnellen Brüters mit mutmaßlichen, schwer eingrenzbaren Unsicherheiten behaftet ist. Die Zuverlässigkeit SNR-spezifischer Komponenten kann anhand weniger Betriebsjahre einiger schneller Forschungsreaktoren und des französischen Pool-Brüters nicht verläßlich geschätzt werden. Insbesondere ist die potentielle Wirkung brüterspezifischer Alterungs- und Verschleißmechanismen auf die Versagenshäufigkeit von Reaktorkomponenten nicht absehbar.

Beim SNR 300 kann es zum hochenergetischen Bethe-Tait-Unfall kommen. Als Hauptursache für diesen Unfall beim SNR 300 erwies sich der sogenannte unkontrollierte Kerndurchsatzstörfall, für den ein punktueller Schätzwert von $1{,}5 \times 10^{-5}$ pro Jahr ermittelt wurde. Der Unterschied zu dem von der GRS geschätzten Wert von $1{,}2 \times 10^{-6}$ pro Jahr resultiert aus einer anderen Einschätzung der Zuverlässigkeit der Reaktorschnellabschaltung.

Anders als beim Leichtwasserreaktor ist für die Sicherheit des Schnellen Brüters die Zuverlässigkeit der Reaktorschnellabschaltung von zentraler Bedeutung. Für deren Einschätzung ist die Bewertung des diesbezüglichen Common-Mode-Problems (das bedeutet Mehrfachversagen aus gleicher Ursache) entscheidend. Die dazu entwickelten Analyseverfahren sind nicht reif zur Anwendung. Die mutmaßliche Fehlerbandbreite der für die Schnellabschaltung des SNR 300 geschätzten Ausfallrate umfaßt zwei und mehr Zehnerpotenzen.

Die physikalischen Vorgänge während eines Bethe-Tait-Unfalls sind äußerst komplex; Computerprogramme, die mögliche Ereignisabläufe zu simulieren versuchen, benötigen extrem lange Rechenzeiten. Daher kann die bedingte Wahrscheinlichkeit für einen hochenergetischen Verlauf einer nuklearen Exkursion zur Zeit nur *subjektiv* geschätzt werden. Eine solche Schätzung beinhaltet ein außerordentliches Maß an Willkür. Wir sehen beim gegenwärtigen Stand der internationalen Brüterforschung keine Möglichkeit, eine solche Wahrscheinlichkeit anzugeben. Zulässig ist allein die Aussage, daß nach einem einleitenden Ereignis mit einer Explosion gerechnet werden muß, die den Reaktortank zerstört und zum Versagen des Sicherheitsbehälters führt.

Die von der GRS mit Hilfe der Expertenumfrage ermittelte Zahl von 3×10^{-3} für die Eintrittswahrscheinlichkeit eines hochenergetischen Unfallverlaufs pro eingetretenem Bethe-Tait-Unfall halten wir für spekulativ. Von uns durchgeführte Computerrechnungen mit dem zur Zeit fortschrittlichsten Programm SIMMER zeigen, daß Energiefreisetzungen von mehreren hundert Megajoule keinen Seltenheitswert besitzen. Der GRS-Zahl von 10^{-8} pro Reaktorjahr für ein Containmentversagen beim Bethe-Tait-Unfall können wir nur den von uns ermittelten Schätzwert für einen kernzerstörenden Unfall in der Größenordnung 10^{-5} pro Jahr gegenüberstellen.

Hinsichtlich des zum Vergleich herangezogenen Druckwasserreaktors liegen probabilistische Angaben aus der Deutschen Risikostudie, Phase A, vor. Dabei wurden überwiegend Methoden und Grundannahmen des Rasmussen-Reports angewandt. Dessen probabilistische Ergebnisse sind innerhalb einer offiziellen Überprüfung durch die Nuclear Regulatory Commission in Frage zu stellen. Eine Überprüfung der Deutschen Leichtwasserreaktorstudie ist bislang nicht erfolgt. Erste vorliegende Ergebnisse aus der Phase B der Studie weisen darauf hin, daß bei der Zusammenstellung und statistischen Erarbeitung der Datenbasis relevante Unsicherheitsfaktoren übersehen wurden. Die probabilistischen Analysen der Deutschen Risikostudie zum Druckwasserreaktor sind derzeit hinsichtlich der Güte ihrer absoluten Aussagen nicht bewertbar. Davon gehen als professionelle Risikobewerter auch Versicherungsunternehmen aus.

Für einen Risikovergleich von SNR 300 und Druckwasserreaktor ist die Risikokomponente Eintrittswahrscheinlichkeit nicht ausreichend differenziert zu quantifizieren. Sie liefert kein brauchbares Vergleichskriterium und ist für beide Reaktortypen als gleichwertig zu betrachten.

Die Unfallfolgen werden für den jeweils schwersten betrachteten Unfall, nämlich für einen hochenergetischen Bethe-Tait-Unfall im SNR 300 und einen Kernschmelzunfall mit Dampfexplosion entsprechend der Freisetzungskategorie 1 der Deutschen Risikostudie für Kernkraftwerke vom Typ Biblis verglichen. Die Radioaktivitätsfreisetzungen in die Atmosphäre unterscheiden sich wie folgt:

Die Freisetzung der leichter flüchtigen Nuklide aus dem Druckwasserreaktor mit einer Leistung von

1 300 MW liegt höher als beim SNR 300, beispielsweise für die Jodisotope um eine Größenordnung, für die Cäsiumisotope um einen Faktor 2. Aus dem SNR 300 werden die schwerflüchtigen Radionuklide, vor allem Plutonium, Americium, Curium, bis um den Faktor 1 000 umfangreicher als beim Druckwasserreaktor freigesetzt.

Insbesondere Plutonium mit seiner großen Radiotoxizität (Strahlengefährlichkeit) und der sehr langen Halbwertszeit dominiert die Unfallfolgen für den Menschen. Der Aerosoldurchmesser der Radionuklide ist beim SNR 300 wegen des anzunehmenden sofortigen Versagens des äußeren Containments und der zusätzlichen Natriumreaktion sehr klein und führt dadurch zu einer relativ höheren Dosis durch eingeatmete Radionuklide. Beim Druckwasserreaktor erfolgt die Freisetzung nach rund einer Stunde und gibt damit Zeit für aerosolvergrößernde Prozesse.

Die Unfallfolgen des SNR 300 sind zu ca. 90% dadurch verursacht, daß die radioaktiven Stoffe durch die Lunge aufgenommen werden. Schutz und Gegenmaßnahmen sind daher nur von begrenzter Wirksamkeit.

Der quantitative Vergleich der Unfallfolgen beim SNR 300, hier bezogen auf einen Plutoniumbrennstoff aus Leichtwasserreaktoren, mit dem Druckwasserreaktor der Leistungsgröße 1 300 MW bzw. 300 MW führt zu folgenden Ergebnissen:

— Die Anzahl der frühen Todesfälle ist beim SNR 300 etwas höher als beim Druckwasserreaktor 1300.

— Die Anzahl der spät auftretenden Todesfälle ist beim SNR 300 mit bis zu 2,7 Mio. Krebstoten ca. 20mal höher als beim Druckwasserreaktor 1300 bzw. ca. 60mal höher als beim Druckwasserreaktor 300.

— Die Anzahl der sofort, d. h. nach einem halben bis ganzen Tag nach Unfalleintritt umzusiedelnden Personen liegt beim SNR 300 mit bis zu ca. 500 000 Menschen ungefähr doppelt so hoch wie beim Druckwasserreaktor 1300; die Zahl der zusätzlich im ersten Jahr nach dem Unfall umzusiedelnden Personen ist beim SNR mit ca. 1 Mio. Menschen ungefähr halb so groß wie beim Druckwasserreaktor 1300. In beiden Fällen sind die Folgen des Druckwasserreaktors 300 im Vergleich wesentlich geringer.

— Das Ausmaß der Landverseuchung und damit ein Verwerfen erzeugter landwirtschaftlicher Produkte ist anfangs für beide Reaktortypen mit bis zu 70 000 km² vergleichbar groß, entsprechend der doppelten Fläche von Nordrhein-Westfalen. Allerdings nimmt diese Kontamination beim Druckwasserreaktor nach 50 Jahren um die Hälfte ab, und liegt nach 150 Jahren unter 10%, während die Langlebigkeit der Transurane die Landkontamination durch den SNR 300 selbst nach 150 Jahren kaum abnehmen läßt.

— Durch die Langfristigkeit der Verseuchung sind die sozialen Folgen durch den SNR-Unfall bedeutend gravierender als bei einem Druckwasserreaktorunfall. Sie lassen sich nicht quantifizieren.

Die wesentlichen Ergebnisse sind in der nachfolgenden Tabelle zusammengestellt.

Nach einer Inbetriebnahme des SNR 300 können Sabotageaktionen auf die Anlage nicht ausgeschlossen werden, dabei könnte die öffentliche Symbolfunktion des Schnellen Brüters von Bedeutung sein. Hier sind Szenarien denkbar, denen das Sicherheitskonzept des Reaktors nicht gewachsen ist. Um so mehr gilt dies für kriegerische Einwirkungen. Eine Bewertung dieser Risiken über einen Vergleich mit dem Druckwasserreaktor eröffnet sich allein über die Bewertung des Schadenspotentials bzw. der Schadensobergrenze. Die Höhe der Schadensobergrenze für Unfälle im SNR 300 kann bei kombinierter Anwendung von deduktiven und induktiven Analysemethoden eingegrenzt werden. Der diesbezüglichen Unfallfolgenanalysen können Ausbreitungsbedingungen zugrunde gelegt werden, die innerhalb eines Jahresablaufs real beobachtet worden sind.

Die von uns erarbeiteten Ergebnisse zum maximalen Schadensausmaß schließen daher nach unserer Meinung solche durch dritte Personen ausgelösten Unfälle mit ein.

Zusammenfassende Tabelle der Folgen eines schweren kernzerstörenden Unfalls im SNR 300 (Referenzergebnis) mit den Folgen eines Kernschmelzunfalls mit Dampfexplosion in einem Druckwasserreaktor 1300 bzw. 300 am gleichen Standort:

Folgen	SNR-300 LWR-Plutonium	DWR	
		DWR 1300	DWR 300
frühe Todesfälle	0 bis 1 400	0 bis 490	0 bis 25
späte Todesfälle	52 000 bis 2 700 000	7 000 bis 130 000	1 400 bis 44 000
genetisch signifikante Strahlendosis (1 000 man-rem)	26 000 bis 1 300 000	27 000 bis 340 000	5 200 bis 110 000
sofort zu Evakuierende	1 400 bis 7 900	1 400 bis 7 900	1 400 bis 7 900
schnell (nach 14 h) Umzusiedelnde	0 bis 490 000	0 bis 270 000	0 bis 24 000
innerhalb eines Jahres Umzusiedelnde (Kriterium: γ-Dosis ≥250 rad/30 a)	0 bis 1 000 000	0 bis 2 000 000	0 bis 200 000
Flächen mit Evakuierung bzw. Umsiedelung (km²)	33 bis 620	33 bis 3 900	33 bis 780
Flächen mit Vernichtung dort erzeugter Milch (km²)			
— im 1. Jahr	8 300 bis 65 000	35 000 bis 71 000	10 000 bis 72 000
— nach 50 Jahren	0 bis 8 500	0 bis 16 000	0 bis 4 100
Flächen mit Vernichtung sonstiger dort erzeugter landw. Produkte (km²)			
— im 1. Jahr	16 000 bis 59 000	5 500 bis 54 000	1 900 bis 46 000
— nach 50 Jahren	6 600 bis 57 000	6 bis 29 000	0 bis 20 000
— nach 150 Jahren	6 600 bis 57 000	0 bis 3 500	0
zu dekontaminierende Flächen (Kriterium: γ-Strahlung ≥25 und <250 rad/30 a) in km²			
— im 1. Jahr	0 bis 8 500	3 bis 21 500	0 bis 11 000
— nach 100 Jahren	0	0	0
Flächen mit Überschreitung des Kontaminationsgrenzwertes für α-Strahler des US-Bundesstaates Colorado (km²)			
— im 1. Jahr	8 000 bis 38 000	1,5 bis 7 700	0 bis 6 100
— nach 100 Jahren	5 500 bis 29 000	0 bis 6 100	0 bis 1 900
Personen in o.g. Gebieten			
— im 1. Jahr	1 200 000 bis 11 000 000	0 bis 2 400 000	0 bis 1 500 000
— nach 100 Jahren	80 000 bis 7 900 000	0 bis 1 500 000	0 bis 540 000

Anhang

1. Abkürzungsverzeichnis

AF	= Arbeitsfeld der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“
Bethe-Tait-Störfall	= hypothetischer Störfall in einem natriumgekühlten schnellen Brutreaktor
BT	= Deutscher Bundestag
CMA	= Common-Mode-Ausfälle (Ausfälle, die auf eine gemeinsame Ursache zurückzuführen sind)
DWR	= Druckwasserreaktor
EPRI	= Electric Power Research Institute, Palo Alto, Kalifornien, USA
FGSB	= Forschungsgruppe Schneller Brüter e.V., Heidelberg
GAU	= Größter anzunehmender Unfall
GRS	= Gesellschaft für Reaktorsicherheit, (GRS) mbH, Köln
INFCE	= International Nuclear Fuel Cycle Evaluation
KfK	= Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH
LMFBR	= Liquid Metal Fast Breeder Reactor
LWR	= Leichtwasserreaktor
MAGS-NW	= Ministerium für Arbeit, Gesundheit und Soziales des Landes Nordrhein-Westfalen, Düsseldorf
NRC	= Nuclear Regulatory Commission, Washington, D. C., USA
NRDC	= Natural Resources Defense Council, USA
OVG	= Oberverwaltungsgericht
Phénix	= Französisches Prototypkernkraftwerk mit einem natriumgekühlten schnellen Brutreaktor (250 MW elektrisch)
Rapsodie	= Französische Versuchsanlage für Schnell-Brüter-Kernkraftwerk (40 MW thermisch)
RSK	= Reaktor-Sicherheitskommission
SAI	= Science Applications, Inc., San Jose, Kalifornien, USA
SNR	= Schneller natriumgekühlter Reaktor
SAS 3 D	= Rechencode zur Berechnung von Unfallverläufen (Einleitungsphase) in Brutreaktoren
SIMMER	= Rechencode zur Berechnung von Unfallverläufen in Brutreaktoren
Super-Phénix	= Französisches Schnell-Brüter-Kernkraftwerk (1 200 MW elektrisch)
TMI	= Kernkraftwerk (Druckwasserreaktor) „Three Mile Island“ in Middletown bei Harrisburg, Pennsylvania, USA
UFOMOD	= Rechencode zur Berechnung von Unfallfolgen bei Reaktorunfällen
ULOF	= Unprotected loss-of-flow (unkontrollierter Kerndurchsatz-Störfall = UKDS)
UK	= Unterkommission der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des Deutschen Bundestages
WASH-1400	= Amerikanische Reaktorsicherheitsstudie („Rasmussen“-Bericht)

2. Auflistung der Kommissionsvorlagen

Nr.	Thema, Titel	Verfasser
a) Kommissionsvorlagen		
I/K/1	Zur Beteiligung der „Forschungsgruppe Schneller Brüter (FGSB)" an der Erstellung der Risikoorientierten Analyse zum SNR 300	Dr. Richard E. Webb, Ph. D., FGSB, R. Donderer, cand. phys., Dr. G. Steffen
I/K/2	Stromerzeugungskosten der Schnellen Brüter in Frankreich	Le Ministre Délégué auprès du Ministre de l'Industrie, Chargé de l'Energie, E. Hervé
I/K/3	Zwischenbericht über die „Risikoorientierte Analyse zum SNR 300"	Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Garching
I/K/4	Angebot an BMFT über die Durchführung einer „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300"	GRS mbH, Köln
I/K/5	Verlauf der Bereitstellung anlagenspezifischer Unterlagen bzw. solcher Berichte, die direkt den SNR 300 betreffen	Prof. Dr. J. Benecke
I/K/6	Kritische Bewertung der Literatur zu hohen Energiefreisetzungen bei hypothetischen Störfällen in natriumgekühlten schnellen Brutreaktoren (Januar 1982)	E. A. Fischer, R. Fröhlich, G. Heusener, H. Jacobs, W. Maschek, P. Royl, Kernforschungszentrum Karlsruhe GmbH (KfK)
I/K/7	Vergleich der Kommissionsempfehlungen mit den Arbeitsprogrammen zur Risikoorientierten Analyse des SNR 300	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des Deutschen Bundestages
I/K/8	Stellungnahme zu angeblichen Arbeitsbeschränkungen der FGSB	Bundesministerium für Forschung und Technologie
I/K/9	Kommentierung der Problemliste der FGSB	Dr. Hans-Henning Hennies, KfK
I/K/10	Bericht der Wissenschaftler der FGSB über den Stand der Arbeiten an der Studie „Risikoorientierte Analyse zum SNR 300" vom 28. Januar 1982	Forschungsgruppe Schneller Brüter
I/K/11	Bericht über den Stand der Arbeit an der Studie „Risikoorientierte Analyse zum SNR 300"; hier: Stellungnahme vom 8. Februar 1982	Prof. Dr. Benecke Forschungsgruppe Schneller Brüter
I/K/12	Arbeiten der Gruppe von Prof. Benecke zur „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300"; hier: Durchführung von Rechenläufen	Der Bundesminister für Forschung und Technologie
I/K/13	Projektangebot der FGSB	FGSB, Prof. Dr. Dr. Altner
I/K/14	Berichtsentwurf des mit der Analysierung der Probleme des SNR 300 und der Erarbeitung von Lösungsvorschlägen eingesetzten Ausschusses	Kernforschungszentrum Karlsruhe
I/K/15	Stellungnahme zu einem Bericht eines vom Projektkomitee „Schneller Brüter" eingesetzten Ausschusses über Probleme beim SNR 300; hier: Stellungnahme zu der Frage: Wie sind die in dem Bericht enthaltenen Forderungen sicherheitstechnisch zu bewerten?	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des Deutschen Bundestages
I/K/16	SNR 300 — Bestandsaufnahme 1980 Bericht an das Projektkomitee „Schneller Brüter"	Der Bundesminister für Forschung und Technologie
I/K/17	Besprechungsvermerk über die Sitzung der von der Unterkommission 1 der Kommission am 8. Februar 1982 benannten Berichterstatter mit Prof. Dr. Benecke über offen gebliebene Punkte im Arbeitsprogramm zur Risikoorientierten Analyse des SNR 300	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des Deutschen Bundestages

Nr.	Thema, Titel	Verfasser
I/K/18	Fragen an die Genehmigungsbehörde zur Studie „SNR 300 — Bestandsaufnahme 1980“, die im Auftrag des Projektkomitees „Schneller Brüter“ 1979/80 angefertigt wurde	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des Deutschen Bundestages
I/K/19	Stellungnahme zur Literaturstudie des Kernforschungszentrums Karlsruhe (I/K/6)	Prof. Dr. Maier-Leibnitz
I/K/20	Vergleich der Arbeitsprogramme der Forschungsgruppe Schneller Brüter	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des Deutschen Bundestages
I/K/21	Modifiziertes Arbeitsprogramm vom 4. März 1982	Forschungsgruppe Schneller Brüter
I/K/22	Beantwortung von Fragen der Enquete-Kommission zum modifizierten Arbeitsprogramm der Forschungsgruppe Schneller Brüter vom 4. März 1982	Prof. Dr. Benecke
I/K/23	Stellungnahme zum modifizierten Arbeitsprogramm der Forschungsgruppe Schneller Brüter	Kernforschungszentrum Karlsruhe
I/K/24	Stellungnahme zum modifizierten Arbeitsprogramm der Forschungsgruppe Schneller Brüter	Der Bundesminister für Forschung und Technologie
I/K/25	Entwurf eines Fragenkatalogs zum Bethe-Tait-Komplex	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des Deutschen Bundestages
I/K/26	Einführung in die wissenschaftlich-technische und politische Problematik der Störfallbetrachtung beim SNR 300 und eine bewertende Analyse der Karlsruher Literaturstudie zu hohen Energiefreisetzungen bei hypothetischen Störfällen in natrium-gekühlten Schnellen Brütern	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des Deutschen Bundestages
I/K/27 (mit den Anhängen I—IV)	Stellungnahme zur sog. „Obergrenzenstudie“	Richard Donderer, cand. phys., Universität Bremen
I/K/28	Kurzdokumentation betr. Überlassung eines vollständigen Eingangs-Datensatzes für das Rechnerprogramm SIMMER an die Brüter-Arbeitsgruppe in der Universität Bremen	Prof. Dr. von Ehrenstein, Universität Bremen
I/K/29	Stellungnahme zur Literaturstudie des Kernforschungszentrums Karlsruhe und zur Sicherheit von Schnellen Brütern, insbesondere des SNR 300	Prof. Hans A. Bethe, California Institute of Technology, Pasadena, USA
I/K/30	Eine erste, kurze Stellungnahme zur Sicherheit des SNR 300	Dr. Thomas B. Cochran, Ph. D., Natural Resources Defense Council, Inc. Washington D. C., USA
I/K/31	Eine erste, kurze Stellungnahme zur Sicherheit des SNR 300	Floyd L. Culler, President Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, California, USA
I/K/32	Stellungnahme zu dem vom Kläger in einer Verwaltungsrechtssache um das Kernkraftwerk Kalkar beim OVG Münster vorgelegten Gutachten der Arbeitsgruppe Schneller Brüter vom April 1979	Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln
I/K/33 (Band 1 und 2)	Risikoorientierte Analyse zum SNR 300 — Bericht der GRS (GRS-A-700; April 1982)	Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln
Ergänzung zu I/K/33	Vorspann zur SNR 300-Studie; Risikoforschung und Risikostudien im Spannungsfeld zwischen Wissenschaft, Politik und Öffentlichkeit	Kernforschungszentrum Karlsruhe
I/K/34 (Band 1 und 2)	Risikoorientierte Analyse zum SNR 300 — Zwischenbericht der FGSB zum 30. April 1982	Forschungsgruppe Schneller Brüter e. V.

Nr.	Thema, Titel	Verfasser
I/K/35	Zur „Untersuchung zu den Obergrenzen der Energiefreisetzung beim Bethe-Tait-Störfall“	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des Deutschen Bundestages
I/K/36	Stellungnahme zur Beurteilung der Obergrenze der Energiefreisetzung bei Bethe-Tait-Störfällen im SNR 300; Vorschläge für die weitere Behandlung des Themas durch die Enquete-Kommission	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des Deutschen Bundestages
I/K/37	Darstellung der vertraglichen Zusammenhänge bei der Risikoorientierten Analyse zum SNR 300	Erwin Stahl, Parlamentarischer Staatssekretär beim Bundesminister für Forschung und Technologie, Bonn
I/K/38	Zusammenstellung der Verträge für die Hauptprojektphase der Risikoorientierten Analyse zum SNR 300 — Unterauftrag Jochen Benecke —	Prof. Dr. Benecke
I/K/39	2. Entwurf einer Synopse der vorliegenden Texte der „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300“: a) Empfehlungen der Enquete-Kommission der 8. Legislaturperiode b) Bericht der GRS (GRS-A-700; Bd. 1 und 2; April 1982) c) Zwischenbericht der FGSB zum 30. April 1982	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des Deutschen Bundestages
I/K/40	Statement zur Anhörung am 3. Juni 1982 „Kritische Bewertung der Karlsruher Literaturstudie“	Dr. Thomas B. Cochran, Senior Staff Scientist, Natural Resources Defense Council, Washington D. C.
I/K/41	Statement zur Anhörung am 3. Juni 1982 „Kritische Bewertung der Karlsruher Literaturstudie“	Dr. Walter B. Loewenstein, Deputy Director, Nuclear Power Division, Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, California, USA
I/K/42	Fragenkatalog an und Antworten durch Dr. Loewenstein zur Anhörung am 3. Juni 1982 „Kritische Bewertung der Karlsruher Literaturstudie“	Dr. Walter B. Loewenstein, Deputy Director, Nuclear Power Division, Electric Power Research Institute (EPRI), Palo Alto, California, USA
I/K/43	An Assessment of LMFBR Accident Energetics Potential and Containability with Special Reference to the German Fast Breeder Reactor SNR 300	Electric Power Research Institute, Palo Alto, California, USA
I/K/44	entfällt	
I/K/45	entfällt	
I/K/46	Auszugsweise Wiedergabe von Texten aus „Foreign Attaches Quarterly Progress Report“, May 1—August 31, 1981, Sandia National Laboratories	Prof. Dr. Benecke, Forschungsgruppe Schneller Brüter e. V. (FGSB)
I/K/47	Anmerkungen zu der „Stellungnahme zur Frage der Erdbebengefährdung des Reaktorstandortes Kalkar-Hönnepel am Niederrhein“ von Prof. Dr. E. Grimmel — Kap. III d des Zwischenberichts der Forschungsgruppe Schneller Brüter zur „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300“ (FGSB — ZB; April 1982)	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des Deutschen Bundestages
I/K/48	Erklärung zu den noch ausstehenden Ergänzungen bzw. Änderungen des Zwischenberichts der Forschungsgruppe Schneller Brüter e. V.	Prof. Dr. Benecke
I/K/49	Auswertung der Aussagen der amerikanischen Sachverständigen zu Energiefreisetzungen beim SNR 300	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des Deutschen Bundestages

Nr.	Thema, Titel	Verfasser
I/K/50	Auswertung der Risikoorientierten Analysen zum SNR 300 im Hinblick auf die Wahrscheinlichkeit für die Freisetzung mechanisch wirksamer Energie oberhalb des Auslegungswertes für den SNR 300 (sog. Obergrenzenproblematik beim Bethe-Tait-Störfall)	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des Deutschen Bundestages
I/K/51	Antworten zu Fragen der Enquete-Kommission über Energiefreisetzungen beim SNR 300	Kernforschungszentrum Karlsruhe
I/K/52	Stellungnahme zum „Statement of Dr. Thomas B. Cochran, Senior Staff Scientist, Natural Resources Defense Council, June 3, 1982"	Kernforschungszentrum Karlsruhe
I/K/53	Auswertung der risikoorientierten Studien im Hinblick auf relevante Aussagen zur Obergrenzenproblematik Zusammenstellung von Wahrscheinlichkeitswerten (Bandbreiten) für die mechanisch wirksame Energie beim Bethe-Tait-Störfall	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des Deutschen Bundestages
I/K/54	Bedeutung der Arbeiten von Dr. Richard E. Webb für die Studie der Forschungsgruppe Schneller Brüter	Prof. Dr. Benecke
I/K/55	Diskussionsvorschlag zur weiteren Bearbeitung von Arbeitsfeld 1 (SNR 300)	Prof. Dr. von Ehrenstein
I/K/56	Definition der Problemfelder, die einer Bewertung der Enquete-Kommission zugeführt werden sollen	Prof. Dr. Birkhofer
I/K/57	Zur Frage der Leistungsklasse eines Leichtwasserreaktors, der zum Risikovergleich mit dem SNR 300 herangezogen werden soll	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik" des Deutschen Bundestages
I/K/58	Briefe an den Vorsitzenden der Enquete-Kommission wegen Einsichtnahme in die Fragebogen der GRS-Expertenumfrage sowie an Prof. Dr. Maier-Leibnitz wegen Bedenken gegen diese Umfrage	Prof. Dr. Benecke
I/K/59	Brief an den Vorsitzenden der Enquete-Kommission betreffend die Anhörung Dr. Cochran/Dr. Loewenstein am 3. Juni 1982 zur Diskussion um den EBR-I-Störfall im Jahre 1955	Prof. Dr. Benecke
I/K/60	Fragenkatalog zur Behandlung des Arbeitsfeldes 1 (SNR 300)	Prof. Dr. Birkhofer, Ludwig Gerstein, MdB
I/K/61	Kommentare zu den Aussagen von Herrn Prof. Benecke und Mitarbeitern (FGSB) vor der Enquete-Kommission am 3. Juni 1982	Dr. K. Köberlein, Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln
I/K/62	Gliederung des Sicherheitsvergleichs SNR 300 — DWR (Biblis B) (Beitrag zur Empfehlung der Enquete-Kommission vom 23. September 1982)	Prof. Dr. Häfele Prof. Dr. Meyer-Abich
I/K/62 (2. Fassung)	Gliederung des Sicherheitsvergleichs SNR 300 — DWR (Biblis B) (Beitrag zur Empfehlung der Enquete-Kommission vom 23. September 1982)	Prof. Dr. Häfele Prof. Dr. Meyer-Abich
I/K/62 (3. Fassung)	Vergleich der Sicherheit des SNR 300 mit der eines modernen Leichtwasserreaktors	Prof. Dr. Häfele Prof. Dr. Meyer-Abich
I/K/63	NRC-Statement on risk assessment and the reactor safety study report (WASH-1400) in light of the risk assessment review group report	United States/Nuclear Regulatory Commission
I/K/64	Ergebnisse der zusätzlichen Rechnungen der GRS zu potentiellen Unfallfolgen bei extremen Unfällen im SNR 300	Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln
I/K/65	Investigation Sought of DOE Withholding of Critical Safety Data on Clinch River Breeder Reactor	Natural Ressources Defense Council (NRDC), Washington D. C.
I/K/66	Summary Critique of and Rebuttal to the Kernforschungszentrum Karlsruhe Report „Kritische Bewertung der Literatur"	Richard E. Webb, Ph. D.

Nr.	Thema, Titel	Verfasser
I/K/67	Kritische Stellungnahme zur „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300, Zwischenbericht der Forschungsgruppe Schneller Brüter e. V. zum 30. April 1982“	Interatom, Bergisch Gladbach
I/K/68	Risikoorientierte Analyse zum SNR 300; Bericht der FGSB e. V. vom 5. September 1982 Band 1 (Berichte), Band 2 (Anhänge)	Forschungsgruppe Schneller Brüter e. V. (FGSB)
1. Ergänzung zu I/K/68	Problematik der Mitarbeit der Firma Messerschmitt-Bölkow-Blohm GmbH (MBB) bei der Analyse des SNR 300	MBB
I/K/69	Risikoorientierte Analyse zum SNR 300; Kommentare der GRS zum „Zwischenbericht der FGSB e. V. zum 30. April 1982“	Gesellschaft für Reaktorsicherheit (GRS) mbH, Köln
I/K/70	Sicherheitsbeurteilung des SNR 300	Reiner Szepan, München
I/K/71	Stellungnahme zur Kontroverse in der Enquete-Kommission über hohe Energiefreisetzungen durch Brennstoff-Natrium-Reaktion	Dr. H. Jacobs, Kernforschungszentrum Karlsruhe
I/K/72	Analyse der kontroversen Aussagen von Mitarbeitern des Kernforschungszentrums Karlruhe und R. Donderer, Universität Bremen, zum Thema „Hohe Energiefreisetzungen bei Bethe-Tait-Störfällen in Schnellen Brütern	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergie-Politik“ des Deutschen Bundestages
I/K/73	Stellungnahme zur „Webb-Studie“	Dr. H.-H. Hennies, Kernforschungszentrum Karlsruhe
I/K/74 Teil 1	Kurzdarstellung von Zielsetzung und Ergebnissen der „SAI-Studie“	Kernforschungszentrum Karlsruhe
I/K/74 Teil 2	Conditional Risk Assessment of SNR 300 Liquid Metal Fast Breeder Reactor Plant (SAI-320-82-PA; August 1982)	Science Applications Inc., Palo Alto, California, USA in Zusammenarbeit mit Kernforschungszentrum Karlsruhe und Interatom Bensberg
I/K/75	Statement to the Enquete-Commission of the Bundestag	Dr. Jack V. Walker, Sandia National Laboratories, Albuquerque, New Mexico, USA
I/K/76	Diskussion und Kritik der „Rekritikalitätsuntersuchungen für den SNR 300 mit SIMMER II“ aus „Risikoorientierte Analyse zum SNR 300“ der Forschungsgruppe Schneller Brüter e. V. (FGSB) vom 5. September 1982	Dr. W. Maschek, Kernforschungszentrum Karlsruhe
I/K/77	Stellungnahme zur 3. Version der SIMMER-Rekritikalitätsuntersuchungen der FGSB	Dr. W. Maschek, Kernforschungszentrum Karlsruhe
I/K/78	Empfehlung der RSK zur 5. Teilerrichtungsgenehmigung des Kernkraftwerks Kalkar (Anlage 4 zum Ergebnisprotokoll der 177. RSK-Sitzung am 23. Juni 1982)	Reaktor-Sicherheitskommission (RSK)
I/K/79	Zur Kritik des Kernforschungszentrums Karlsruhe (Dr. W. Maschek) vom 9. September 1982 an den Rekritikalitätsberechnungen der FGSB mit SIMMER II	Forschungsgruppe Schneller Brüter e. V. (FGSB)
I/K/80	Kritische Stellungnahme vom 16. September 1982 zur „Risikoorientierten Analyse zum SNR 300“ (Endbericht) der FGSB e. V. vom 5. September 1982	Interatom, Bergisch Gladbach
I/K/81	Stellungnahme zur Kommssionsvorlage I/K/79 (Anwendung von SIMMER II durch die FGSB)	Dr. W. Maschek Kernforschungszentrum Karlsruhe
I/K/82	Bewertung der von der FGSB berechneten Zahl von 2,7 Mio. späten Todesfällen	Kernforschungszentrum Karlsruhe
I/K/83	Brief des Ingenieurbüros für Maschinenbau und Anlagentechnik (imat), Bernkastel-Kues, vom 16. September 1982 an Dr. Köberlein, GRS, Köln, betr. Kritik an der Zuverlässigkeitsbewertung verschiedener Systeme des SNR	
I/K/84	Ein Stichprobenverfahren zur Klärung wissenschaftlich-technischer Kontroversen	Prof. Dr. Heinz Maier-Leibnitz, München

Nr.	Thema, Titel	Verfasser
I/K/85*)	Bemerkung zur Kommissionsvorlage I/K/84	Prof. Dr. von Ehrenstein, Bremen
I/K/86*)	Stellungnahme zur Sicherheitsbeurteilung des SNR 300 durch Herrn Reiner Szepan (I/K/70)	Schäfer, GRS Köln
I/K/87*)	Risikoorientierte Analyse zum SNR 300: Gegenüberstellung der wesentlichen quantitativen Aussagen von GRS und FGSB zum Risiko des SNR (im Vergleich zum Risiko des DWR)	Prof. Dr. Birkhofer, München
I/U/1	Zur Behandlung des Arbeitsfeldes 1: Auswertung der Gutachten zum SNR 300 — Empfehlung zur möglichen Inbetriebnahme des SNR	Sekretariat der Enquete-Kommission „Zukünftige Kernenergiepolitik" des Deutschen Bundestages
I/S/1	a) Hypotheticality and the New Challenges. The Pathfinder Role of Nuclear Energy b) Hypothezität und die neuen Herausforderungen — Kernenergie als Wegbereiter —	Prof. Dr. Häfele

b) Kommissionsdrucksachen

9/63	Role of Breeder Reactor System in the European Community	Unipede/CEC-Breeder Reactor Study Group for the Fast Reactor Coordinating Comitee

*) Diese Vorlagen wurden am 24. September 1982 nach Beendigung der Kommissionsberatung zum SNR 300 vorgelegt.

Druck: Bonner Universitäts-Buchdruckerei, 5300 Bonn
Alleinvertrieb: Verlag Dr. Hans Heger, Postfach 20 08 21, Herderstraße 56, 5300 Bonn 2, Telefon (02 28) 36 35 51
ISSN 0722-8333